



# RAPPORT DE SÛRETÉ DE FLAMANVILLE 3

Version Demande de Mise En Service

**EPR**

*EUROPEAN PRESSURIZED WATER REACTOR*



## **SOMMAIRE GÉNÉRAL**

- 0 - DÉFINITIONS ET GLOSSAIRE DES ABRÉVIATIONS**
  
- 1 - INTRODUCTION ET DESCRIPTION GÉNÉRALE DE LA TRANCHE**
  - 1.1 - INTRODUCTION
  - 1.2 - DESCRIPTION GÉNÉRALE DE LA TRANCHE
  - 1.3 - TABLEAU DE COMPARAISON – COMPARAISON AVEC DES RÉACTEURS DE CONCEPTION SIMILAIRE (N4 ET KONVOI)
  - 1.4 - ORGANISATION AU STADE DE LA CONCEPTION, DE LA CONSTRUCTION ET DE L'EXPLOITATION
  - 1.5 - ÉVALUATION DU PROGRAMME DE RECHERCHE ET DÉVELOPPEMENT
  - 1.6 - RÉFÉRENCES
  - 1.7 - CONFORMITÉ AVEC LA RÉGLEMENTATION
  - 1.8 - INTERFACES
  - 1.9 - RECRUTEMENT ET FORMATION DU PERSONNEL D'EXPLOITATION
  
- 2 - SITE ET ENVIRONNEMENT**
  - 2.1 - POPULATION
  - 2.2 - ENVIRONNEMENT INDUSTRIEL, VOIES DE COMMUNICATION
  - 2.3 - MÉTÉOROLOGIE
  - 2.4 - HYDROGÉOLOGIE – HYDROLOGIE
  - 2.5 - GÉOLOGIE GÉNÉRALE DU SITE – SISMICITÉ ET SISMOLOGIE
  - 2.6 - SITUATION RADIOLOGIQUE DE RÉFÉRENCE ET ÉVOLUTION
  - 2.7 - ÉCONOMIE RURALE ET ACTIVITÉS ANNEXES
  - 2.8 - CONSÉQUENCES RADIOLOGIQUES EN FONCTIONNEMENT NORMAL PROVENANT DES REJETS D'EFFLUENTS RADIOACTIFS GAZEUX ET LIQUIDES



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOMMAIRE  
GÉNÉRAL

**3 - BASES GÉNÉRALES DE CONCEPTION DES OUVRAGES, MATÉRIELS ET SYSTÈMES – INSTALLATION GÉNÉRALE**

- 3.1 - PRINCIPES GÉNÉRAUX DE SÛRETÉ
- 3.2 - CLASSEMENT DES OUVRAGES, MATÉRIELS ET SYSTÈMES
- 3.3 - PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS EXTERNES
- 3.4 - PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS INTERNES
- 3.5 - DIMENSIONNEMENT DES OUVRAGES SISMIQUES DE CATÉGORIE 1
- 3.6 - SYSTÈMES ET COMPOSANTS MÉCANIQUES
- 3.7 - QUALIFICATION DES EIPS POUR LEUR RÔLE DANS LA DÉMONSTRATION DE SÛRETÉ
- 3.8 - RISQUES CLASSIQUES D'ORIGINE NON NUCLÉAIRE
- 3.9 - ACCESSIBILITÉ POST-ACCIDENTELLE COURT ET MOYEN TERME

**ANNEXE 3 - CODES DE CALCUL UTILISÉS DANS LE CHAPITRE 3**

**4 - RÉACTEUR – PHYSIQUE DU COEUR**

- 4.1 - DESCRIPTION GÉNÉRALE
- 4.2 - ASSEMBLAGE DE COMBUSTIBLE
- 4.3 - CONCEPTION NEUTRONIQUE
- 4.4 - CONCEPTION THERMO-HYDRAULIQUE DU CŒUR
- 4.5 - CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ

**ANNEXE 4 - CODES DE CALCUL UTILISÉS DANS LE CHAPITRE 4**

**5 - CIRCUIT PRIMAIRE ET SYSTÈMES ASSOCIÉS**

- 5.0 - EXIGENCES DE SÛRETÉ
- 5.1 - DESCRIPTION DU CIRCUIT PRIMAIRE
- 5.2 - INTÉGRITÉ DE L'ENVELOPPE SOUS PRESSION DU CIRCUIT PRIMAIRE
- 5.3 - CUVE DU RÉACTEUR ET MATÉRIELS CONNEXES
- 5.4 - DIMENSIONNEMENT DES COMPOSANTS ET SOUS-SYSTÈMES



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOMMAIRE  
GÉNÉRAL

**6 - SYSTÈMES DE CONFINEMENT ET DE SAUVEGARDE**

6.1 - MATÉRIAUX

6.2 - SYSTEMES DE CONFINEMENT

6.3 - SYSTÈME D'INJECTION DE SÉCURITÉ ET DE REFROIDISSEMENT DU RÉACTEUR  
À L'ARRÊT (RIS-RA)

6.4 - HABITABILITÉ DE LA SALLE DE COMMANDE

6.5 - PRINCIPES D'INSPECTION EN SERVICE (HORS CPP/CSP)

6.6 - ALIMENTATION DE SECOURS DES GÉNÉRATEURS DE VAPEUR (ASG)

6.7 - SYSTÈME DE BORICATION DE SÉCURITÉ (RBS)

6.8 - CIRCUIT DE DÉCHARGE À L'ATMOSPHÈRE (VDA)

**7 - CONTROLE COMMANDE**

7.1 - PRINCIPES DE CONCEPTION DU CONTROLE COMMANDE

7.2 - ARCHITECTURE GÉNÉRALE DES SYSTÈMES ET ÉQUIPEMENTS DE  
CONTRÔLE-COMMANDE

7.3 - LES SYSTÈMES DE CONTRÔLE COMMANDE CLASSÉS F1

7.4 - LES SYSTÈMES DE CONTRÔLE-COMMANDE CLASSÉS F2 OU NC

7.5 - INSTRUMENTATION

7.6 - PROCÉDURES ET OUTILS DU SYSTÈME DE CONTRÔLE-COMMANDE

**8 - ALIMENTATION ÉLECTRIQUE**

8.1 - ALIMENTATION ÉLECTRIQUE EXTERNE

8.2 - ALIMENTATION ÉLECTRIQUE DE L'ÎLOT CONVENTIONNEL ET DES OUVRAGES  
DE SITE (BOP)

8.3 - ALIMENTATION ÉLECTRIQUE DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE

8.4 - PRINCIPES SPÉCIFIQUES

8.5 - INSTALLATION

**9 - SYSTÈMES AUXILIAIRES**



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOMMAIRE

GÉNÉRAL

**9.1 - ENTREPOSAGE ET MANUTENTION DU COMBUSTIBLE**

**9.1.4 - SYSTÈME DE MANUTENTION DU COMBUSTIBLE**

**9.1.5 - AUTRES SYSTÈMES DE MANUTENTION**

**9.1.6 - CONCEPTION DU REVÊTEMENT DES PISCINES (HORS IRWST)**

**9.2 - SYSTÈMES D'EAU**

**9.2.1 - CIRCUIT D'EAU BRUTE SECOURUE - SEC**

**9.2.2 - CIRCUIT DE RÉFRIGÉRATION INTERMÉDIAIRE DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE (RRI)**

**9.2.3 - EAU DÉMINÉRALISÉE (PRODUCTION - STOCKAGE - DISTRIBUTION)**

**9.2.4 - PRISE D'EAU ET FILTRATION DE L'EAU BRUTE**

**9.2.5 - CIRCUIT D'EAU POTABLE (SEP)**

**9.2.6 - CIRCUIT D'EAU BRUTE ULTIME**

**9.3 - AUXILIAIRES DU CIRCUIT PRIMAIRE**

**9.3.1 - SYSTÈME D'ÉCHANTILLONNAGE DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE**

**9.3.2 - CIRCUIT DE CONTRÔLE CHIMIQUE ET VOLUMÉTRIQUE (RCV)**

**9.3.3 - TRAITEMENT DES EFFLUENTS PRIMAIRES**

**9.3.4 - APPOINT EN EAU ET EN BORE (REA)**

**9.4 - SYSTEMES DE CLIMATISATION, DE CHAUFFAGE ET DE VENTILATION**

**9.4.1 - SYSTÈME DE VENTILATION DU BÂTIMENT DES AUXILIAIRES NUCLÉAIRES**

**9.4.2 - SYSTÈME DE VENTILATION DU BÂTIMENT COMBUSTIBLE**

**9.4.3 - VENTILATION CONTINUE DE L'ENCEINTE (EVR)**

**9.4.4 - FILTRATION INTERNE (EVF)**

**9.4.5 - VENTILATION DE BALAYAGE DE L'ENCEINTE (EBA)**

**9.4.6 - VENTILATION DE LA ZONE CONTRÔLÉE DES BÂTIMENTS DES AUXILIAIRES DE SAUVEGARDE (DWL)**

**9.4.7 - SYSTÈME DE VENTILATION DE LA ZONE NON CONTRÔLÉE DES BÂTIMENTS DES AUXILIAIRES DE SAUVEGARDE (DVL)**



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOMMAIRE  
GÉNÉRAL

- 9.4.8 - CLIMATISATION DE LA SALLE DE COMMANDE PRINCIPALE (DCL)
- 9.4.9 - SYSTÈME DE VENTILATION DES LOCAUX DIESELS (DVD)
- 9.4.10 - SYSTÈME DE PRODUCTION ET DISTRIBUTION D'EAU GLACÉE DE SÛRETÉ (DEL)
- 9.4.11 - SYSTÈME D'EAU RÉFRIGÉRÉE OPÉRATIONNELLE (DER)
- 9.4.12 - VENTILATION DE LA STATION DE POMPAGE (DVP)
- 9.4.13 - VENTILATION DE LA ZONE CONTRÔLÉE DU BÂTIMENT DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS (8DWQ)
- 9.4.14 - VENTILATION ET CHAUFFAGE DES LOCAUX ARE ET VVP

**9.5 - AUTRES SYSTÈMES AUXILIAIRES**

- 9.5.1 - SYSTÈME ET ÉQUIPEMENTS DE PROTECTION INCENDIE
- 9.5.2 - GROUPES ÉLECTROGÈNES DIESELS
- 9.5.3 - SYSTÈMES D'AIR COMPRIMÉ
- 9.5.4 - SYSTÈMES DE COMMUNICATION
- 9.5.5 - ÉCLAIRAGE
- 9.5.6 - STOCKAGE ET DISTRIBUTION DES GAZ H<sub>2</sub>, O<sub>2</sub>, N<sub>2</sub> ET AR
- 9.5.7 - SYSTÈMES DE SURVEILLANCE ET DE DÉTECTION

**9.6 - CONCEPTION CHIMIQUE ET RADIOCHIMIQUE DES FLUIDES**

**10 - CIRCUIT VAPEUR ET TRANSFORMATION DE L'ÉNERGIE**

- 10.1 - DESCRIPTION GÉNÉRALE
- 10.2 - GROUPE TURBOALTERNATEUR
- 10.3 - CIRCUIT DE VAPEUR PRINCIPALE (VVP PARTIE CLASSÉE DE SÛRETÉ)
- 10.4 - CARACTÉRISTIQUES DES CIRCUITS EAU ET VAPEUR DU SECONDAIRE
- 10.5 - MISE EN ŒUVRE DE L'EXCLUSION DE RUPTURE POUR LES LIGNES VAPEUR PRINCIPALES À L'INTÉRIEUR ET À L'EXTÉRIEUR DE L'ENCEINTE DE CONFINEMENT
- 10.6 - SYSTÈME D'EAU ALIMENTAIRE PRINCIPAL (ARE)



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOMMAIRE  
GÉNÉRAL

10.7 - CIRCUIT DE PURGE DES GÉNÉRATEURS DE VAPEUR

**11 - EFFLUENTS ET DÉCHETS**

11.1 - EFFLUENTS RADIOACTIFS

11.2 - EFFLUENTS CHIMIQUES

11.3 - ESTIMATION DES EFFLUENTS ET DECHETS RADIOACTIFS

**12 - RADIOPROTECTION**

12.0 - EXIGENCES DE RADIOPROTECTION

12.1 - DÉMARCHE DE RADIOPROTECTION

12.2 - DÉFINITION DES SOURCES RADIOACTIVES DU CIRCUIT PRIMAIRE

12.3 - MOYENS MIS EN ŒUVRE POUR LA RADIOPROTECTION

12.4 - PRÉVISIONNEL DOSIMÉTRIQUE

12.5 - ACCESSIBILITÉ POST-ACCIDENTELLE

12.6 - GESTION DU TRANSPORT DES SOURCES RADIOACTIVES NÉCESSAIRES AU FONCTIONNEMENT DE L'INSTALLATION

12.7 - MAÎTRISE DES TRANSPORTS INTERNES DE MARCHANDISES DANGEREUSES

**13 - CONDUITE DE LA TRANCHE**

13.1 - INTRODUCTION

13.2 - PRINCIPES D'EXPLOITATION

13.3 - PRINCIPES DE CONDUITE INCIDENTELLE ACCIDENTELLE

13.4 - PRINCIPES DE CONDUITE EN ACCIDENT GRAVE

13.5 - ÉTUDE DE DIMENSIONNEMENT DU PUI

**14 - ESSAIS DE DÉMARRAGE DE LA CENTRALE**

14.0 - EXIGENCES DE SÛRETÉ

14.1 - PROGRAMME DES ESSAIS DE DÉMARRAGE DE LA CENTRALE

14.2 - ORGANISATION DES ESSAIS DE DÉMARRAGE



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOMMAIRE

GÉNÉRAL

**15 - ÉTUDES DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT DE RÉFÉRENCE (PCC)**

15.0 - HYPOTHÈSES ET EXIGENCES POUR LES ÉTUDES DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT DE RÉFÉRENCE

15.1 - CARACTÉRISTIQUES DE LA TRANCHE PRISES EN COMPTE DANS LES ÉTUDES D'ACCIDENTS

15.2 - ÉTUDES D'ACCIDENTS

15.3 - CONSÉQUENCES RADIOLOGIQUES

ANNEXE 15A - CODES DE CALCUL UTILISÉS DANS LE CHAPITRE 15

ANNEXE 15B - CARACTÉRISTIQUES DE LA TRANCHE PRISES EN COMPTE DANS LES ÉTUDES D'ACCIDENTS DONNÉES GÉOMÉTRIQUES DE LA TRANCHE – JEU D'HYPOTHÈSES INTERMÉDIAIRES

**16 - MANAGEMENT DES ACTIVITÉS**

**17 - INTERFACE HOMME – MACHINE**

17.0 - EXIGENCES DE SÛRETÉ

17.1 - OBJECTIFS DU PROGRAMME D'INGÉNIERIE DES FACTEURS HUMAINS (IFH)

17.2 - PROGRAMME D'INGÉNIERIE DES FACTEURS HUMAINS

17.3 - PRINCIPES DE CONCEPTION DE L'INTERFACE HOMME- MACHINE

17.4 - SYSTÈMES DE L'INTERFACE HOMME-MACHINE

**18 - ÉTUDE PROBABILISTE DE SÛRETÉ**

18.0 - EXIGENCES DE SÛRETÉ

18.1 - ETUDE PROBABILISTE DE SURETE DE NIVEAU 1 ET SEQUENCES RRC-A

18.2 - ETUDE PROBABILISTE DE SURETE DE NIVEAU 2

18.3 - ÉTUDE PROBABILISTE DE SÛRETÉ AGRSSIONS

**19 - RÉDUCTION DES RISQUES**

19.1 - ÉTUDES RRC-A





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOMMAIRE

GÉNÉRAL

**19.2 - ÉTUDES ACCIDENTS GRAVES**

**19.3 - ÉTUDES SPÉCIFIQUES**

**ANNEXE 19A - CODES DE CALCUL UTILISÉS DANS LE CHAPITRE 19**

**ANNEXE 19B - CARACTÉRISTIQUES DE LA TRANCHE PRISES EN COMPTE DANS LES  
ÉTUDES D'ACCIDENTS RRC-A – JEU D'HYPOTHÈSES INTERMÉDIAIRES**

**20 - MISE A L'ARRÊT ET DEMANTELEMENT**

**21 - NOYAU DUR POST-FUKUSHIMA**

**21.0 - EXIGENCES**

**21.1 - DESCRIPTION DU NOYAU DUR**



## SOMMAIRE

<b>0. DÉFINITIONS ET GLOSSAIRE DES ABRÉVIATIONS .....</b>	<b>3</b>
<b>1. DÉFINITIONS .....</b>	<b>3</b>
<b>2. GLOSSAIRE DES ABRÉVIATIONS .....</b>	<b>26</b>
<b>2.1. ABRÉVIATIONS UTILISÉES POUR LES SYSTÈMES.....</b>	<b>26</b>
<b>2.1.1. TRIGRAMMES DES PRINCIPAUX SYSTÈMES .....</b>	<b>26</b>
<b>2.1.2. AUTRES ABRÉVIATIONS UTILISÉES POUR LES SYSTÈMES (HORS CODIFICATION ECS).....</b>	<b>34</b>
<b>2.2. ABRÉVIATIONS DES PRINCIPAUX BÂTIMENTS ET GALERIES.....</b>	<b>35</b>
<b>2.3. AUTRES ABRÉVIATIONS.....</b>	<b>37</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0

SECTION : -

PAGE : 2/45

STANDARD



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0

SECTION : -

PAGE : 3/45

STANDARD

## 0. DÉFINITIONS ET GLOSSAIRE DES ABRÉVIATIONS

### 1. DÉFINITIONS

#### Accident

Evènement dont la fréquence est très faible voire hautement improbable, naturel ou non, pouvant entraîner l'endommagement d'une ou plusieurs barrières, donc conduire à un relâchement de substances radioactives et demandant la mise en service des systèmes de sauvegarde par le système de protection du réacteur.

#### Accident de perte de réfrigérant primaire

L'APRP est caractérisé par une fuite ou une brèche d'une tuyauterie du circuit primaire ou par une ouverture intempestive d'une soupape de sûreté ou d'une vanne d'isolement qui se traduit par une perte de réfrigérant primaire non compensable par le système d'appoint en eau du circuit. L'APRP couvre les tailles de brèches réparties de la manière suivante :

- Petite brèche : brèche d'un diamètre équivalent inférieur ou égal à 50 mm ;
- Brèche intermédiaire : brèche d'un diamètre équivalent supérieur à 50 mm (section équivalente supérieure à 20 cm<sup>2</sup>), et inférieur à la taille de l'APRP grosse brèche ;
- Grosse brèche : rupture guillotine de la tuyauterie la plus grande connectée à une boucle du RCP, à savoir la rupture de la ligne d'expansion relativement au côté branche chaude et la rupture de la ligne RIS relativement au côté branche froide ;
- APRP 2A : brèche doublement débattue d'une tuyauterie du circuit primaire où A désigne la section de la tuyauterie.

#### Accident grave

On appelle accident grave, toute séquence conduisant a minima à la fusion partielle du cœur, et par conséquent susceptible d'engendrer des rejets importants dans l'environnement.

#### Activité radioactive

Nombre de désintégrations nucléaires dans un radionucléide par unité de temps.

Dans le système SI, l'unité d'activité d'une source de rayonnement est le becquerel (Bq), égal à l'activité d'une quantité de radionucléide pour laquelle le nombre moyen de désintégrations nucléaires par seconde est 1.

$$1 \text{ Bq} = 1 \text{ s}^{-1}$$

La conversion des valeurs d'activité dans l'unité non-SI, le curie (Ci), est telle que :

$$1 \text{ Bq} = 2,7027 \times 10^{-11} \text{ Ci}$$

$$1 \text{ Ci} = 3,7 \times 10^{10} \text{ Bq}$$

#### Activité spécifique

Activité d'un matériau par unité de masse.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0  
SECTION : -  
PAGE : 4/45  
STANDARD

### **Activité volumique**

Activité par unité de volume d'un matériau ou d'un fluide (liquide ou gazeux) contenu dans un circuit ou une portion de circuit.

### **Aggravant unique**

Il s'agit d'une règle d'étude appliquée aux événement PCC conduisant à une défaillance unique, active ou passive, indépendante de l'événement initiateur postulé, qui affecte tout ou partie d'un équipement utilisé pour ses effets bénéfiques sur le transitoire étudié. Il s'applique aux équipements nécessitant un changement d'état pour remplir leur fonction. Pour l'étude de chaque PCC, un seul aggravant est retenu, qui doit être le plus pénalisant vis à vis du critère de sûreté à respecter.

### **Agressions**

Les agressions internes sont des événements ayant leur origine sur le site de la centrale et qui peuvent potentiellement être la cause de conditions néfastes ou même de dommages à l'intérieur ou sur les bâtiments classés de sûreté (par ex. incendie, inondations internes, missiles, explosions internes, etc.). Ces effets peuvent être à l'origine d'une défaillance de cause commune au sein des systèmes utilisés pour amener ou maintenir la tranche dans un état sûr.

Les agressions externes peuvent être définies comme étant des événements naturels ou induits par l'homme dont l'origine se situe à l'extérieur du site et qui peuvent potentiellement avoir un impact négatif sur la sûreté de la tranche et entraîner des conséquences radiologiques. Ces agressions comprennent notamment le séisme, la chute d'avion, les explosions externes, les inondations externes.

### **ALARA (As Low As Reasonably Achievable)**

Démarche selon laquelle les dispositions de protection contre les rayonnements ionisants sont conçues et mises en pratique de sorte que les expositions à ces rayonnements en probabilité et en intensité soient au niveau le plus bas qu'on puisse raisonnablement atteindre, compte tenu des facteurs économiques et sociaux. Cette démarche est requise par la CIPR (Commission Internationale de Protection Radiologique).

### **Alarme**

Une alarme est un signal d'alerte délivré par le contrôle commande et retransmis en salle de commande avertissant de l'apparition d'une anomalie de fonctionnement ou d'état de l'installation qui requiert une ou des actions de la part de l'équipe de conduite.

### **Appareillage de protection et de coupure**

L'appareillage de protection et de coupure désigne l'ensemble des éléments de connexions montés dans des armoires comprenant notamment les bornes de connexion, les départs, les arrivées, les disjoncteurs, les interrupteurs de mise à la terre, les jeux de barres en cuivre, les appareils de mesure, les relais auxiliaires, etc.

### **Axe de dégagement protégé**

Un axe de dégagement protégé est une zone de passage protégée des effets du feu. Ce sont essentiellement les couloirs protégés et les cages d'escalier protégées.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0

SECTION : -

PAGE : 5/45

STANDARD

### **Barrière**

Tout dispositif interposé entre les substances radioactives et l'environnement pour en empêcher ou limiter la dispersion.

### **Catégories de Réduction du Risque (RRC-A et Accident Grave)**

Voir Conditions de fonctionnement.

### **Capacité fonctionnelle**

Aptitude de toutes les parties des composants (actifs ou passifs) soumises à la pression à résister aux charges spécifiées de telle sorte qu'ils ne subissent que des déformations limitées qui n'entravent pas leur fonction de sûreté lors d'une éventuelle diminution du débit.

### **Charges mécaniques et thermiques**

Les charges mécaniques et thermiques sont considérées être des efforts et moments, des déformations imposées et des distributions de température non uniformes dans la mesure où ils induisent des contraintes et des déformations dans les composants.

Les charges mécaniques (incluant les charges d'expansion thermique) peuvent produire des contraintes primaires ou secondaires ; les charges thermiques produisent uniquement des contraintes secondaires.

### **Circuits haute énergie**

Les circuits haute énergie sont les circuits contenant de l'eau ou de la vapeur à une pression supérieure ou égale à 20 bars ou à une température supérieure ou égale à 100 °C, dans des conditions normales d'exploitation. Les circuits contenant du gaz à une pression supérieure à la pression atmosphérique sont toujours considérés comme des circuits haute énergie. Tous les autres circuits sont considérés comme des circuits à moyenne énergie.

### **Circuits moyenne énergie**

Les circuits moyenne énergie sont les circuits qui ne sont pas haute énergie.

### **Circuit primaire principal**

Le circuit primaire principal d'une chaudière nucléaire à eau est défini comme l'appareil générateur que constitue l'ensemble des équipements sous pression de cette chaudière qui contiennent le fluide recevant directement l'énergie dégagée dans le combustible nucléaire et qui ne peuvent être isolés de façon sûre de celui d'entre eux où se trouve ce combustible. Il comprend les accessoires de sécurité et les accessoires sous pression jouant un rôle d'isolement.

### **Circuit secondaire principal**

Le circuit secondaire principal d'une chaudière nucléaire à eau est défini comme chacun des appareils constitués par l'enceinte secondaire d'un des générateurs de vapeur de la chaudière et les tuyauteries qui ne peuvent en être isolées de façon sûre, y compris les accessoires de sécurité et les accessoires sous pression jouant un rôle d'isolement.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0

SECTION : -

PAGE : 6/45

STANDARD

### **Composant**

Un composant est une partie clairement délimitée d'un système capable de réaliser des sous-fonctions spécifiques.

Conformément à cette définition, ci-après des exemples de composants mécaniques : réservoirs, échangeurs de chaleur, tuyauteries, pompes, vannes.

### **Composant actif**

Un composant actif est un composant commandé ou contrôlé extérieurement et activé manuellement ou automatiquement avec l'assistance de moyens de transfert et de conduite (ex : courant électrique, systèmes hydrauliques ou pneumatiques). Un composant non muni d'actionneurs (fonctionnant sans alimentation ou commande externe) est considéré comme composant actif si sa position change lorsque la fonction qui lui est propre est exécutée (ex : soupape de sûreté).

### **Composant passif**

Un composant passif n'exige aucune commande ni alimentation électrique pour exécuter sa fonction (tuyauteries, échangeurs de chaleur, capacités).

### **Conception**

La conception d'un composant (ou d'une pièce élémentaire) comprend la définition des exigences portant sur le composant (ou la pièce élémentaire) en tant que partie d'un processus ou d'une fonction, la définition de la réalisation de la fonction, l'installation, le choix des matériaux et le dimensionnement.

### **Conditions de fonctionnement : catégories PCC-1 à PCC-4**

Dans le cadre du dimensionnement et de l'évaluation de sûreté de l'îlot nucléaire, les événements initiateurs sont réparties en Conditions de Fonctionnement de Catégorie de 1 à 4, correspondant à l'appellation « Plant Condition Catégorie » en anglais. Chaque catégorie correspond à une fréquence d'occurrence.

- PCC-1 : Exploitation normale ;
- PCC-2 : Transitoires de référence ;
- PCC-3 : Incidents de référence ;
- PCC-4 : Accidents de référence.

Les événements considérés dans ces catégories sont des initiateurs uniques causés par la défaillance d'un composant ou d'une fonction de contrôle commande, par une erreur de l'opérateur, ou par la perte des réseaux électriques.

### **Conditions de fonctionnement : catégories RRC-A et RRC-B**

Les séquences d'événements qui prolongent le dimensionnement et l'évaluation de sûreté de l'îlot nucléaire, sont réparties en catégorie de réduction du risque, prenant en compte des défaillances multiples. Ces catégories correspondent à l'appellation « Risk Reduction Category » en anglais.

- RRC-A : Prévention de la fusion du cœur ;
- RRC-B : Prévention des rejets importants en cas de fusion du cœur.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0

SECTION : -

PAGE : 7/45

STANDARD

Les séquences RRC-B sont des accidents graves. (Voir Accident grave)

### **Contrainte de pointe**

La contrainte de pointe en un point donné est la différence entre la contrainte totale et la contrainte correspondant à la répartition linéaire avec le même moment et la même valeur moyenne.

La contrainte de pointe a comme caractéristique de base de ne pas être à l'origine d'une déformation globale. Ainsi la contrainte de pointe est prise en compte uniquement dans le cas où l'on envisage la fatigue ou la rupture brutale. En fait c'est la contrainte totale en un point donné résultant de l'ensemble des charges appliquées qui est prise en compte dans la détermination de la tenue à la fatigue et à la rupture brutale.

### **Contrainte primaire**

Les contraintes primaires sont celles participant directement à satisfaire l'équilibre des charges mécaniques. Pour cette raison, elles continuent d'exister dans le cas d'une déformation plastique et une augmentation des charges externes résultera en une augmentation importante de la déformation qui n'est pas autobridante. Lorsque les contraintes primaires dépassent la limite élastique du matériau, il existe un risque de déformation excessive.

### **Contrainte secondaire**

Il s'agit de contraintes devant être limitées afin d'assurer l'adaptation structurelle générale.

Les contraintes secondaires sont associées à la compatibilité des déformations des parties adjacentes du composant (ou de la zone) étudié(e) lorsque ce composant (ou cette zone) est soumis à des charges mécaniques ou thermiques. Lorsqu'elle se produit, le but de la déformation plastique est d'assurer cette compatibilité. Les contraintes secondaires ont comme principale caractéristique de produire des déformations plastiques autobridantes lorsque la limite élastique est dépassée.

### **Corium**

Désigne toute agglomération de matières issues de la fusion du cœur. Sa composition dépend fortement des scénarios de fusion du cœur, il est constitué de UO<sub>2</sub>, du matériau de gainage des éléments combustibles (Zr et ZrO<sub>2</sub>), du matériau des crayons absorbants (Cd, B, Ag, acier), de l'acier des composants du cœur, de l'acier de la cuve et de produits de fission.

### **Critère de Défaillance unique (CDU)**

Le critère de défaillance unique est un critère de conception des systèmes classés de sûreté (F1). Il aboutit à la prise en compte d'une redondance dans la conception :

- au niveau du système, pour les missions de sûreté classées F1A (redondance de trains, par exemple),
- au niveau de la fonction, pour les missions de sûreté, classées F1B (deux systèmes élémentaires différents pouvant chacun remplir la mission de sûreté, par exemple).

### **Critère 2 %**

Les ruptures ne sont pas retenues pour les tuyauteries haute énergie classées de DN>50 qui sont en condition haute énergie pendant moins 2 % de la vie de la tranche.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0  
SECTION : -  
PAGE : 8/45  
STANDARD

**Criticité**

Un milieu contenant un matériau nucléaire fissile dans lequel se produit une réaction en chaîne est critique si la réaction en chaîne s'auto entretient, c'est-à-dire si le nombre de neutrons est stable (production = disparition par absorptions et fuites à l'extérieur).

**Débit de dose ambiant**

Intensité du rayonnement à proximité des détecteurs de rayonnement considérée comme représentative.

**Défaillance de cause commune (DCC)**

Défaillance d'au moins deux structures, systèmes ou composants dans l'exécution de leur fonction suite à un événement ou à une cause spécifique unique.

**Défaillance aléatoire**

Règle d'étude appliquée aux agressions internes. La défaillance aléatoire est définie comme une défaillance unique qui rend un matériel actif impropre à remplir la fonction qui lui est assignée.

**Défaillance unique**

La défaillance unique est postulée en tant que défaillance indépendante qui est à l'origine de la perte de capacité d'un composant à remplir la fonction de sûreté pour lequel il a été conçu.

**Défaut**

Il s'agit de l'imperfection dans un composant matériel, logiciel ou système. Il existe des défauts aléatoires dus par exemple à l'usure du matériel et des défauts systématiques dus par exemple à la conception ou à des imperfections initiales du matériel. Pour un logiciel ceci comprend les erreurs de codage et de spécification.

**Déflagration H<sub>2</sub>**

Les déflagrations sont des ondes de combustion dans lesquelles les gaz non brûlés sont chauffés par conduction thermique jusqu'à des températures suffisamment élevées pour que la réaction chimique se produise. Les déflagrations se propagent normalement à une vitesse subsonique et se traduisent par des charges quasi statiques (proches du régime permanent) sur l'enceinte de confinement.

**Détonation H<sub>2</sub>**

Les détonations sont des ondes de combustion dans lesquelles le chauffage des gaz non brûlés est dû à la compression des ondes de choc. Les ondes de détonation se propagent à une vitesse supersonique et produisent des charges impulsives ou dynamiques sur l'enceinte de confinement s'ajoutant aux charges quasi statiques.

**Dimensionnement**

Le dimensionnement est la détermination des caractéristiques d'un matériel lors de sa conception pour satisfaire à des critères pré-établis et à la pratique réglementaire.

**Disjoncteur de groupe**



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0  
SECTION : -  
PAGE : 9/45  
STANDARD

Disjoncteur situé entre les transformateurs de soutirage et le groupe turbo-alternateur (sur la haute ou la basse tension du transformateur principal) pour isoler l'alternateur du réseau, par exemple au démarrage normal de la tranche.

#### **Disjoncteur de ligne**

Le disjoncteur de ligne est situé entre la centrale et le réseau externe (par exemple pour isoler la centrale pendant le fonctionnement en îlotage).

#### **Diversité**

Existence de composants ou de systèmes redondants permettant d'effectuer une fonction identifiée, ces composants ou systèmes pris collectivement ayant une ou plusieurs caractéristiques qui les différencient.

#### **Division**

Ce terme concerne les plans d'installation ou la configuration des bâtiments. Il s'applique aux systèmes ou ensembles de composants qui permettent la mise en œuvre et le maintien de l'indépendance physique, électrique et fonctionnelle, par rapport à d'autres ensembles redondants de composants.

#### **Division électrique**

Une division électrique est une partie fonctionnelle indépendante du réseau de distribution électrique normal. (Voir Train électrique)

#### **Dose / Dose absorbée**

Energie cédée par un rayonnement ionisant lors de son passage à travers un matériau inerte. Dans le système SI, l'unité de dose absorbée est le gray (Gy), qui correspond à 1 joule d'énergie absorbée, énergie transmise uniformément par un rayonnement ionisant, par kilogramme de matière.

$$1 \text{ Gy} = 1 \text{ J/kg}$$

Pour rappel la conversion des valeurs de dose absorbée en rad qui est l'ancienne unité est telle que :

$$1 \text{ rad} = 10^{-2} \text{ Gy}$$

$$1 \text{ Gy} = 100 \text{ rad}$$

#### **Dose / Equivalent de dose pour un organe ou un tissu**

L'équivalent de dose est le produit de la dose absorbée dans un organe ou tissu par un facteur pondérant le type de rayonnement.

Dans le système SI, l'unité de l'équivalent de dose est le Sievert (Sv), égal à 1 J/kg pour les photons.

Pour rappel, la conversion de l'équivalent de dose en rad, ancienne unité de mesure est telle que :

$$1 \text{ Sv} = 1 \text{ J/kg} = 100 \text{ rem}$$



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0

SECTION : -

PAGE : 10/45

STANDARD

### **Dose / Dose efficace**

La dose efficace prend en compte les différences de sensibilité des divers organes et tissus au rayonnement ionisant. La dose efficace est la somme des équivalents de dose transmis aux différents organes et tissus pondérés par un facteur spécifique à chaque organe ou tissu.

L'unité de la dose efficace est le J/kg, appelé Sievert (Sv).

Pour rappel, la conversion de l'équivalent de dose en rad, ancienne unité de mesure est telle que :

$$1 \text{ Sv} = 1 \text{ J/kg} = 100 \text{ rem}$$

### **Dose / Impact dosimétrique**

Dose efficace totale reçue pendant une période de 50 ans par un organisme entier (adulte ou enfant) due aux 4 types d'exposition : panache, inhalation, exposition au dépôt et ingestion.

### **Ecaillage**

Projection d'éléments de forme irrégulière provenant de la dégradation de la surface de la cible du côté opposé du point d'impact du missile.

### **Echauffement direct de l'enceinte**

Phénomène de transfert direct d'énergie latente contenue dans le corium vers l'atmosphère de l'enceinte par dispersion du corium sous forme de gouttelettes ou d'aérosols lors de la rupture de la cuve (abréviation : DCH).

### **Elimination pratique**

Les situations d'accidents avec fusion du coeur qui conduiraient à des rejets précoces importants doivent être « pratiquement éliminées ». Lorsque les scénarios pouvant conduire à des rejets précoces importants ne peuvent pas être considérés comme physiquement impossibles, des dispositions de conception et d'organisation doivent être prises pour les exclure. L'identification de ces dispositions repose sur une démarche de conception déterministe, conformément à la démonstration de sûreté associée aux accidents graves. Pour chaque situation dont l'élimination pratique est recherchée, une analyse est réalisée pour identifier les dispositions à mettre en place pour en prévenir l'occurrence ou en diminuer les conséquences (préservant ainsi le confinement). Les dispositions du « pratiquement éliminé » pour une situation donnée sont donc les dispositions retenues dans le but d'éliminer pratiquement cette situation, dans le cadre de la démarche déterministe de conception. En complément, une vérification probabiliste est réalisée pour évaluer le risque de rejets précoces importants. L'élimination pratique ne repose donc pas exclusivement sur des considérations probabilistes mais sur un ensemble de considérations déterministes et probabilistes, en tenant compte des incertitudes dues aux connaissances limitées de certains phénomènes physiques. Elle ne peut être démontrée par le respect d'une « valeur coupure » probabiliste générique.

### **Ergonomie**

L'ergonomie (ou l'étude des Facteurs Humains) est la discipline scientifique qui vise à la compréhension fondamentale des interactions entre les êtres humains et les autres composantes d'un système, et la mise en œuvre dans la conception de théories, de principes, de méthodes et de données pertinentes afin d'améliorer le bien-être des hommes et l'efficacité globale des systèmes. Société d'Ergonomie de Langue Française (2000).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0

SECTION : -

PAGE : 11/45

STANDARD

### Essai d'étanchéité (partiel) type C

Les essais d'étanchéité (partiels) type C sont des essais mis au point pour détecter et mesurer des fuites locales par l'intermédiaire de vannes d'isolement de l'enceinte spécifiques.

#### Etat contrôlé

Pour les accidents de type PCC, on définit l'état contrôlé, comme étant un état caractérisé par l'arrêt des phénomènes transitoires rapides et la stabilisation de l'installation, c'est-à-dire :

- le cœur est sous-critique (un retour en criticité de courte durée avant les actions de l'opérateur conduisant seulement à une puissance neutronique faible pourrait être accepté au cas par cas pour quelques événements),
- l'évacuation de la puissance est assurée à court terme par exemple par les générateurs de vapeur,
- l'inventaire en eau du cœur est stable,
- les rejets radioactifs restent tolérables.

Pour les accidents de type PCC impactant la piscine de désactivation, on caractérise l'état contrôlé par les éléments suivants :

- le combustible en piscine est sous-critique,
- l'évacuation de la puissance résiduelle est assurée à court terme. Pour les initiateurs de perte d'un train de refroidissement PTR, compte tenu des délais de grâce importants avant un éventuel découverture du combustible, on peut considérer que l'état contrôlé est atteint dès l'instant initial. Pour les initiateurs de vidange de la piscine BK, l'état contrôlé correspond à un inventaire en eau stabilisé par arrêt de la vidange, sans dénoyage d'un élément combustible.
- les rejets radioactifs restent tolérables.

#### Etat d'arrêt sûr

Pour les accidents de type PCC, on définit l'état d'arrêt sûr caractérisé par :

- le cœur est sous-critique,
- la chaleur résiduelle est évacuée durablement,
- les rejets radioactifs restent tolérables.

Pour les accidents de type PCC impactant la piscine de désactivation, on caractérise l'état sûr par les éléments suivants :

- le combustible en piscine est sous-critique,
- l'évacuation durable de la puissance résiduelle du combustible entreposé en piscine est assurée par au moins un train de refroidissement PTR, avec une marge significative vis-à-vis de l'ébullition de l'eau de la piscine (température inférieure à 80°C)
- les rejets radioactifs restent tolérables.

#### Etat final



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0

SECTION : -

PAGE : 12/45

STANDARD

Pour les accidents à défaillances multiples RRC-A, on définit l'état final, caractérisé par :

- le cœur est sous-critique,
- la puissance résiduelle est évacuée par les systèmes primaire ou secondaire,
- les rejets radioactifs restent tolérables.

Pour le cas particulier des conditions de fonctionnement RRC-A affectant la piscine de désactivation du bâtiment combustible et la piscine BR lors des opérations de chargement/déchargement, les études sont menées jusqu'à l'atteinte de l'état final caractérisé par les éléments suivants :

- le combustible en piscine est sous-critique,
- le niveau d'eau en piscine permet l'évacuation de la puissance résiduelle des assemblages combustible,
- les rejets radioactifs restent tolérables.

#### **Etat standard du réacteur**

Pour la définition des événement initiateurs à considérer pour la tranche, différents états standards du réacteur sont définis, de l'état standard A à F. Chaque état est défini comme suit :

- État A : état en puissance et état d'arrêt à chaud ou intermédiaire avec toutes les fonctions de protection automatique du réacteur disponibles ; certaines fonctions peuvent être désactivées à basse pression,
- État B : arrêt intermédiaire au dessus de 110 °C, système de refroidissement à l'arrêt non connecté ; certaines fonctions de protection automatique du réacteur peuvent être désactivées,
- État C : arrêt intermédiaire et arrêt à froid avec le système de refroidissement à l'arrêt en fonctionnement et le circuit primaire fermé ou pouvant être refermé rapidement,
- État D : arrêt à froid avec le circuit primaire ouvert,
- État E : arrêt à froid avec la piscine du réacteur pleine,
- État F : arrêt à froid avec le cœur du réacteur complètement déchargé.

#### **Evénement initiateur**

Evénement pouvant potentiellement affecter la puissance, le contrôle de la réactivité, l'évacuation de puissance et la rétention de radioactivité de la centrale (PCC-2 à PCC-4, RRC-A ou Accident Grave).

#### **Exclusion**

L'exclusion d'un événement particulier est le résultat de la démonstration montrant qu'un tel événement peut être éliminé de la liste des événements. Dans la pratique, l'exclusion s'applique principalement aux séquences accidentelles pouvant aboutir à des rejets précoces importants. (Voir Elimination pratique)

#### **Exclusion de rupture**



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0  
SECTION : -  
PAGE : 13/45  
STANDARD

L'exclusion de rupture désigne une démarche déterministe assurant, par la mise en œuvre de dispositions techniques en conception, fabrication et exploitation (dont suivi en service), qu'une rupture de tuyauterie à haute énergie est suffisamment improbable pour qu'elle puisse être exclue des études de sûreté. L'objectif de la démonstration de l'exclusion de rupture est d'apporter la garantie du maintien de l'intégrité des tuyauteries pendant la durée de vie de l'installation.

#### **Exploitation normale**

Etat d'une centrale nucléaire fonctionnant dans la plage d'exploitation normale, incluant l'arrêt, le fonctionnement en puissance, la mise à l'arrêt, le démarrage, les opérations de maintenance, d'essais et de rechargement.

#### **Feu / Ecran coupe-feu**

Les écrans coupe-feu sont des ouvrages et des composants (tels que murs, sols, plafonds, gaines) et des organes d'isolement (tels que portes, volets de désenfumage, clapets coupe-feu, sas, étanchéités de traversées électriques et mécaniques), qui sont résistants au feu. Leur utilisation limite les conséquences d'un incendie.

#### **Feu / Zone de feu**

Une zone de feu est une subdivision d'un secteur de feu, délimitée par des parois ou des frontières permettant de garantir qu'un feu survenant à l'intérieur ne puisse s'étendre à l'extérieur ou survenant à l'extérieur ne puisse se communiquer à l'intérieur.

#### **Feu / Secteur de feu**

Un secteur de feu est un volume constitué d'un ou plusieurs locaux, délimité par des parois dont la résistance au feu garantit qu'un feu survenant à l'intérieur ne puisse s'étendre à l'extérieur ou survenant à l'extérieur ne puisse se communiquer à l'intérieur. Toutes les parois d'un secteur de feu doivent être résistantes au feu.

#### **Feu / Volume de feu**

L'un des moyens de prévenir l'extension de l'incendie consiste à le maintenir dans un volume limité, soit physiquement par des parois s'opposant à la propagation de l'incendie et délimitant ce que l'on appelle un secteur de feu, soit fictivement par des frontières associées à l'éloignement des constituants, à des systèmes de protection actifs (sprinklers), à des systèmes de protection passifs (éléments structuraux, enveloppes) et délimitant ce que l'on appelle une zone de feu.

#### **Fissure stable**

Une fissure stable (ou sous-critique) est une fissure longitudinale ou circonférentielle dont la taille n'augmente pas sous une contrainte donnée ou ne se propage que lentement lorsqu'elle est soumise à une contrainte variable. La longueur de la fissure sous une contrainte donnée est inférieure à la longueur critique de la fissure.

#### **Fissure, taille critique de fissure**

La taille critique d'une fissure est la longueur, au-delà de laquelle une propagation de fissure spontanée (à grande vitesse de propagation) se produit. La taille critique d'une fissure dépend par exemple de la contrainte appliquée, des propriétés du matériau, des températures de fonctionnement et est déterminée sur la base des mécanismes de rupture.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0  
SECTION : -  
PAGE : 14/45  
STANDARD

### **Flux thermique**

Le flux thermique correspond à la quantité d'énergie transférée par unité de temps entre 2 milieux. Par exemple, le flux thermique combustible / réfrigérant est la quantité d'énergie transférée des crayons combustibles au réfrigérant primaire.

### **Flux thermique critique**

Le flux thermique critique correspond au flux thermique conduisant à la crise d'ébullition.

### **Formation de croûte**

Une croûte d'oxydation se forme à la surface du corium lors de son refroidissement. En raison de la faible conductivité de chaleur de cette croûte, le processus de refroidissement ultérieur peut être ralenti voire empêché.

### **Fragmentation**

Ce terme désigne la désintégration du corium en petites particules. Ce phénomène peut se produire en faisant tomber du corium dans de l'eau, ou en injectant de l'eau, de la vapeur ou du gaz dans le corium.

### **Fréquence conditionnelle d'endommagement du cœur**

La fréquence conditionnelle d'endommagement du cœur est conditionnée par certains événements. Cette fréquence est le résultat d'un calcul réalisé sur le modèle d'études probabilistes de sûreté après avoir fixé l'indisponibilité des événements de base associés aux équipements inexploitable égaux à « Vrai », et configuré les paramètres de défaillance de cause commune appropriés, afin de prendre en compte l'indisponibilité de l'équipement.

### **Fuite**

Une fuite résulte d'une perte locale totale d'épaisseur d'une paroi sous pression, due soit à une fissure traversante stable (sous-critique) dans une paroi, soit à une sous-épaisseur (érosion-corrosion). Elle se traduit par la perte de confinement d'un matériel sans qu'il n'y ait rupture de l'équipement sous pression.

### **Fuite avant rupture**

La fuite avant rupture décrit la situation dans laquelle une fuite se produit avant une rupture complète doublement débattue du composant étudié. Bien que ne faisant pas partie des niveaux de défense associés à la démonstration de l'exclusion de rupture pour une garantie de l'intégrité, la fuite avant rupture peut figurer au niveau de défense associé à la limitation des conséquences d'une perte d'intégrité et à ce titre, apporter des éléments relatifs à la résistance de la tuyauterie aux grands défauts traversants.

### **Fusion du cœur à haute pression**

Type de scénarios de fusion du cœur avec défaillance du circuit primaire à haute pression.

### **Ilotage**

Mode de fonctionnement de la tranche nucléaire, suite à un problème de réseau, dont l'énergie produite n'alimente que ses propres auxiliaires électriques, sans couplage au réseau.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0

SECTION : -

PAGE : 15/45

STANDARD

### **Incident ou Accident**

Incident ou accident : tout événement non prévu en fonctionnement normal ou en fonctionnement en mode dégradé et susceptible de dégrader la protection des intérêts mentionnés à l'article L.593-1 du code de l'environnement ; les conséquences potentielles ou réelles d'un accident sont plus graves que celles d'un incident.

### **Incident**

Événement dont la fréquence est modérée, n'entraînant la dégradation d'aucune barrière, pour lequel le système de protection du réacteur est capable d'arrêter le réacteur lorsque les limites spécifiées sont atteintes, et après lequel le réacteur pourra redémarrer lorsque la cause initiale aura disparu.

### **Incorporation**

Activité reçue par un organisme par ingestion et inhalation.

### **Indépendance**

Un système ou matériel est dit indépendant s'il possède les deux caractéristiques suivantes :

- l'aptitude à réaliser sa fonction n'est pas affectée par le fonctionnement ou la défaillance d'autres systèmes ou matériels ;
- l'aptitude à réaliser sa fonction n'est pas affectée par les conséquences de l'événement initiateur pour lequel son fonctionnement est requis.

### **Ingénierie des Facteurs Humains**

Terme employé par analogie avec le terme ingénierie, pour désigner la démarche de prise en compte des Facteurs Humains appliquée à l'ingénierie de conception. Ce terme recouvre des objectifs, une méthode, un champ d'application, un programme. On parle aussi de Programme d'Intégration des Facteurs Humains.

### **Injection d'eau tardive**

Injection d'eau lors d'un accident de fusion du cœur après que ce dernier soit déjà sérieusement endommagé.

### **Intégrité**

L'intégrité est l'aptitude de toutes les pièces élémentaires d'un composant sous pression à résister aux charges spécifiées et à la fréquence d'occurrence donnée pendant toute la durée de vie du composant.

### **Interaction Corium Béton**

Endommagement et décomposition du béton suite à un contact direct avec un bain de corium.

### **Interface Homme Machine**

Moyens par lesquels l'opérateur interagit avec le procédé. L'interface homme machine inclut les moyens conventionnels ou informatisés permettant la commande et la surveillance de l'installation (indicateurs, enregistreurs, verrines d'alarmes, images de conduite,...).





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0

SECTION : -

PAGE : 16/45

STANDARD

### **Itinéraire de secours protégé**

Un itinéraire de secours protégé est une zone protégée contre les effets d'un incendie. Les itinéraires de secours protégés sont des couloirs ou des cages d'escalier protégés.

### **Jeu de barres**

Jeu de barres est un terme générique désignant des appareillages de connexion ou des tableaux utilisés pour distribuer un niveau de tension.

### **LCO [Limiting Condition of Operation]**

Le concept LCO regroupe plusieurs notions, à savoir :

- la LCO limite qui correspond à la valeur prise en compte dans les études d'accidents,
- la surveillance LCO fonction permettant de contrôler des paramètres sur leur domaine normal de variation (autour de son point de consigne),
- et la fonction LCO qui désigne les fonctions de contrôle-commande implémentées spécifiquement pour initier (manuellement ou automatiquement) des contre-mesures en cas de sortie du domaine de fonctionnement normal.

### **Limitation**

Fonction automatique à caractère préventif ayant pour objectif d'introduire des actions correctives graduelles afin d'éviter la sollicitation du système de protection et d'améliorer ainsi la disponibilité du réacteur.

Note : Les limitations ne sont pas prises en compte dans la démonstration déterministe de sûreté. (Voir LCO)

### **Liquéfaction**

Lors d'un séisme, il s'agit de la perte brutale de résistance au cisaillement et de rigidité des sols due à leur saturation et perte de cohésion.

### **Logiciel système**

Logiciel conçu pour un système programmé spécifique ou pour une famille de systèmes programmés afin de faciliter l'exploitation et la maintenance du système programmé et des programmes associés.

### **Maintenance**

La maintenance est l'ensemble de toutes les actions techniques, administratives et de management durant le cycle de vie d'un bien, destinées à le maintenir ou à le rétablir dans un état dans lequel il peut accomplir la fonction requise.

### **Maintenance corrective**

La maintenance corrective est l'ensemble des actions qui sont effectuées sur un matériel après défaillance fonctionnelle de celui-ci, en vue de lui restaurer ses capacités fonctionnelles.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0  
SECTION : -  
PAGE : 17/45  
STANDARD

La maintenance corrective corrige des défaillances fonctionnelles. Elle a toujours de ce fait un caractère fortuit.

#### **Maintenance préventive**

La maintenance préventive est l'ensemble des actions effectuées sur un matériel en vue d'en réduire la probabilité de défaillance fonctionnelle. Elle vise à prévenir les défaillances fonctionnelles et donc, à donner un potentiel d'usage du matériel pendant une durée déterminée. Elle est toujours programmée (ce qui ne signifie pas qu'elle soit nécessairement périodique). Elle peut être systématique ou conditionnelle.

#### **Matériau sacrificiel**

Il s'agit d'un béton spécial utilisé en vue d'être ablaté par le corium après contact, ceci pour favoriser des mécanismes physico-chimiques visant à assurer la rétention à long terme du corium.

#### **Matériel**

Le terme matériel désigne l'ensemble des dispositifs, appareils, outils ou ressources (à l'exception du personnel) permettant à un système de remplir sa fonction.

#### **Menuiserie métallique**

Ensemble des structures métalliques qui ne servent pas de support aux équipements mais qui permettent d'y accéder, il s'agit par exemple de plate-formes, de poteaux, de cages d'escaliers.

#### **Mode d'alimentation électrique de secours**

Etat de fonctionnement de la tranche nucléaire pendant lequel les utilisateurs électriques ne sont alimentés que par les diesels de secours.

#### **Nucléide**

On appelle nucléide l'ensemble des atomes de noyau identique. Deux atomes d'un même nucléide ont donc même numéro atomique et même nombre de masse.

#### **Objectif de rejet**

Valeur de découplage d'un rejet maximum de produit de fission dans l'environnement lors d'un accident grave. En général, cet objectif est initialement ajusté à une décade en dessous de celui que l'on cherche à atteindre, de manière à respecter un certain débit de dose dans l'environnement pendant un accident grave.

#### **Opérabilité**

L'opérabilité est la capacité d'un composant actif et de ses systèmes auxiliaires, de support et d'alimentation électrique à satisfaire les fonctions indispensables pour atteindre l'objectif de sûreté.

#### **PCC-1 Exploitation normale**

Etat d'une centrale nucléaire fonctionnant dans la plage d'exploitation normale, incluant l'arrêt, le fonctionnement en puissance, la mise à l'arrêt, le démarrage, les opérations de maintenance, d'essais et de rechargement.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0

SECTION : -

PAGE : 18/45

STANDARD

**PCC-2 Transitoire de référence**

Ensemble des processus opérationnels s'écartant de l'exploitation normale (PCC-1) dont l'occurrence est une à plusieurs fois pendant la durée de vie de la tranche, et qui, en raison des dispositions de dimensionnement, ne causent pas de dommages significatifs aux équipements importants pour la sûreté et n'évoluent pas en accidents de catégories PCC-3, PCC-4, RRC-A ou Accident Grave.

**PCC-3 Incident de référence**

Initiateur dont la fréquence d'occurrence est si faible qu'il ne devrait pas se produire pendant la durée de vie d'une tranche mais pour lequel il n'est pas possible d'en exclure l'occurrence pendant la durée de vie de plusieurs centrales pour l'une d'elles.

**PCC-4 Accident de référence**

Initiateur dont la fréquence d'occurrence est si faible qu'il ne devrait pas se produire pendant la durée de vie de toute centrale.

**Période radioactive d'un nucléide radioactif (ou demi-vie)**

La demie-vie est la durée au bout de laquelle la moitié d'une quantité donnée de ce radionucléide s'est désintégrée. C'est une caractéristique du radionucléide.

**Perte totale des alimentations électriques internes et externes**

Il s'agit de la perte d'alimentation électrique externe cumulée à la défaillance des 4 diesels de secours entraînant une perte totale d'alimentation électrique au niveau des jeux de barres de 10 kV normaux et de secours.

**Pièces d'acier noyées**

Les pièces d'acier noyées assurent l'interface entre les supports et le gros œuvre. Elles sont intégrées au béton armé, et sont par exemple des plaques d'ancrage, des chevilles, des boulons.

**Probabilité conditionnelle de fusion du cœur**

La probabilité conditionnelle de fusion du cœur est conditionnée par certains événements. Elle est le résultat d'un calcul réalisé sur le modèle des études probabilistes de sûreté après avoir fixé l'indisponibilité des événements de base associés aux équipements indisponibles à la valeur « Vrai », et configuré les paramètres de défaillance de cause commune associés afin de prendre en compte les équipements indisponibles.

**Probabilité de fusion du cœur**

La probabilité de fusion du cœur est le résultat de la multiplication de la fréquence de fusion du cœur par un intervalle de temps.

**Procédures de conduite**

Ensemble de documents écrits et/ou informatisés spécifiant les tâches à exécuter pour atteindre les objectifs fonctionnels pendant le fonctionnement normal et anormal de la tranche.

**Pseudo-système Chimie et Radiochimie des fluides**



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0  
SECTION : -  
PAGE : 19/45  
STANDARD

Un "pseudo-système" représente l'ensemble des dispositions (pouvant être transverse à différents systèmes) visant à la mise en place de certaines actions ou la vérification de critères (pendant les essais ou le fonctionnement) pour assurer la cohérence avec la conception et/ou les requis réglementaires.

Par exemple, le pseudo-système « Chimie et Radiochimie des fluides » comprend le conditionnement chimique des circuits (primaire, secondaire et auxiliaires) ainsi que le contrôle des caractéristiques chimiques et radiochimiques des fluides (eau et gaz) véhiculés par ces circuits afin de contribuer aux fonctions sûreté (réactivité et intégrité de barrières), la maîtrise de la radioprotection et la protection de l'environnement.

#### **Qualification**

Processus de vérification s'assurant qu'un équipement, requis pour satisfaire aux exigences de performance du système, sera fiable et fonctionnera à la demande en tenant compte des conditions d'environnement auxquelles il serait exposé, y compris les conditions d'accident grave.

#### **Raccordement au réseau auxiliaire**

Il s'agit du raccordement de la centrale à un réseau électrique externe pour soutirer l'énergie nécessaire à l'arrêt de la centrale en cas de perte du réseau principal. La zone concernée est délimitée par les lignes auxiliaires et les bornes basse tension du transformateur auxiliaire.

#### **Raccordement au réseau principal**

Il s'agit du raccordement de la centrale au réseau HTB externe pour évacuer l'énergie produite par la centrale sur le réseau et assurer également l'alimentation du transformateur auxiliaire de la tranche 2. La zone concernée est délimitée par les isolateurs et parafoudres permettant le raccordement du poste sous enveloppe métallique incluant les bornes HTB du transformateur principal ainsi que les bornes HTB des transformateurs de soutirage.

#### **Radionucléide**

Un radionucléide est un nucléide radioactif.

#### **Radioactivité**

Phénomène de transformation spontanée d'un nucléide avec émission d'un rayonnement ionisant.

#### **Rapport d'ébullition critique**

Dans le cœur d'un réacteur nucléaire à caloporteur liquide, le rapport d'ébullition critique est le rapport entre le flux d'ébullition critique et le flux thermique réel en un point donné de la surface de la gaine du combustible.

#### **Rayonnement ionisant**

Rayonnement composé de photons ou de particules qui sont capables de provoquer la formation d'ions directement ou indirectement en traversant la matière.

#### **Recombineur**

Matériel dans lequel l'hydrogène réagit avec l'oxygène sous la température d'auto-allumage en présence d'un catalyseur pour former de l'eau.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0

SECTION : -

PAGE : 20/45

STANDARD

### **Redondance**

Mise en place d'un nombre de systèmes ou équipements (identiques ou différents) supérieur au nombre nécessaire, afin que la perte de l'un d'entre eux n'aboutisse pas à la perte de la fonction dans son ensemble.

### **Refroidissement hors cuve**

Il s'agit de la stabilisation et du refroidissement du bain de corium à l'extérieur de la cuve.

### **Réseau électrique de la centrale**

Ensemble des éléments nécessaires à l'alimentation des utilisateurs électriques de la centrale entre les bornes HTA des transformateurs de soutirage et auxiliaire et les bornes des récepteurs. Il se divise en réseaux d'alimentation électrique normal et secours.

### **Réseau d'alimentation électrique secours**

Le réseau d'alimentation électrique secours fait partie du réseau électrique de la centrale et comprend tous les systèmes et matériels électriques nécessaires à l'alimentation des utilisateurs pour satisfaire aux fonctions de sûreté (ex : état d'arrêt sûr, évacuation de la puissance résiduelle et prévention des rejets radioactifs), alimentés par les diesels de secours en cas d'indisponibilité de l'alimentation électrique normale.

### **Réseau d'alimentation électrique externe**

Le réseau d'alimentation externe (hors site) contient les raccordements aux réseaux principal et auxiliaire.

### **Réseau d'alimentation électrique interne**

Le réseau d'alimentation interne contient l'ensemble des sources d'énergie installées à l'intérieur de la centrale (à l'exception de l'alternateur principal) et destinées à fournir l'alimentation électrique de secours aux auxiliaires de sauvegarde de la centrale.

### **Réseau d'alimentation électrique normal**

Le réseau d'alimentation électrique normal fait partie du réseau électrique de la centrale et comprend l'ensemble des systèmes et matériels électriques nécessaires à l'alimentation des auxiliaires.

### **Risk Reduction Categories (RRC)**

Voir Conditions de fonctionnement.

### **Rupture**

Une rupture signifie la rupture guillotine complètement débattue d'une tuyauterie.

### **Rupture Guillotine**

Une rupture guillotine est une rupture complète dans le plan orthogonal à l'axe de la tuyauterie. Le débattement des extrémités des deux tronçons ainsi créés, est au minimum égal au diamètre de la tuyauterie si cela est physiquement possible.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0

SECTION : -

PAGE : 21/45

STANDARD

### **Rupture longitudinale**

Une rupture longitudinale est une rupture dans un plan contenant l'axe de la tuyauterie sans qu'il y ait séparation de la tuyauterie en deux tronçons. La brèche ainsi créée est supposée avoir une longueur égale au double du diamètre de la tuyauterie et une surface égale à la section intérieure du tuyau au droit de la brèche.

### **Séisme de dimensionnement (SDD)**

Pour les ouvrages de génie civil ou les matériels, les paramètres sismiques (spectre, niveau et caractéristiques du sol) sont utilisés sous le nom générique de spectre de dimensionnement représentant chacune des composantes horizontales du séisme de dimensionnement. Le dimensionnement de l'installation doit être réalisé pour des sollicitations enveloppes de celles induites par les mouvements associés aux séismes majorés de sécurité (Voir SMS).

### **Séisme d'inspection**

Après l'occurrence d'un séisme de niveau inférieur ou égal au séisme d'inspection, aucune vérification ou inspection des composants importants pour la sûreté ne devrait être nécessaire avant de ramener ou de maintenir la tranche en fonctionnement normal. Cependant des dispositions adéquates doivent être mises en place au stade de la conception pour permettre les inspections et les tests qui pourraient s'avérer nécessaires en cas de dépassement de ce niveau.

### **Séisme majoré de sécurité (SMS)**

Son intensité est prise égale à celle du SMHV (séisme maximal historiquement vraisemblable) majoré d'une unité (échelle MSK).

### **Séisme maximal historiquement vraisemblable (SMHV)**

Séisme maximal considéré comme le séisme le plus pénalisant susceptible de se produire sur une période de durée comparable à la période historique, soit environ 1000 ans.

### **Séparation géographique**

La séparation géographique de deux matériels consiste à les installer à une distance suffisante ou à les orienter suffisamment différemment pour éviter leur perte simultanée en cas d'agression ou d'événement initiateur. La distance suffisante dépend de l'agression ou de l'événement initiateur considéré.

### **Séparation physique**

La séparation physique de deux matériels consiste à les séparer par une barrière appropriée (ex : un mur).

### **Source froide**

L'atmosphère ou une pièce d'eau ou une combinaison des deux vers laquelle la puissance résiduelle est évacuée.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0

SECTION : -

PAGE : 22/45

STANDARD

### **Source froide principale**

Tout système mécanique nécessaire au maintien en service des générateurs de vapeur et du condenseur principal afin d'évacuer la puissance produite par le réacteur (ex : pompes alimentaires normales, pompes alimentaires de démarrage et d'arrêt, pompe d'extraction des condensats).

### **Source froide ultime**

Source froide à laquelle le circuit d'eau brute secourue transfère la puissance résiduelle.

### **Source froide ultime diversifiée**

Source froide qui permet d'évacuer la puissance résiduelle en cas d'indisponibilité de la source froide ultime.

### **Sous-ensemble de composants**

Un sous-ensemble est une partie d'un composant constituée de parties élémentaires.

### **Stabilité mécanique**

La stabilité est l'aptitude d'un composant à résister à des charges qui tendent à modifier l'orientation ou l'emplacement du composant (par exemple en chutant, en glissant, par détachement de parties). La stabilité d'un composant requiert la résistance et la stabilité de ses supports.

### **Stratification**

Ce terme décrit le phénomène de séparation locale de composants gazeux ou liquides non miscibles dans des régions/couches de compositions différentes.

### **Support**

Les supports sont des structures métalliques ou des pièces de celles-ci non intégrées. Des supports mobiles permettent des mouvements relatifs entre le matériel supporté et la structure support dans les directions de l'action. Des supports rigides dirigent l'action du matériel à l'intérieur des ouvrages d'art.

Ils englobent par exemple : les structures métalliques avec des fonctions de support pour le matériel mécanique, les cadres anti-fouettement, les supports de tuyauteries, les amortisseurs.

### **Support intégré**

Supports qui sont boulonnés, fixés par goupille ou par bride au composant sous pression, ou qui sont solidaires mécaniquement d'une fixation intégrale entièrement moulée ou forgée avec le composant sous pression.

Supports qui peuvent soutenir directement les composants.

### **Surveillance du débit de dose ambiant**

Elle est effectuée par le matériel de mesure local comprenant la cellule de détection (par exemple le détecteur à scintillations) et son capteur-transmetteur de signaux.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0  
SECTION : -  
PAGE : 23/45  
STANDARD

### **Systeme**

Un système est un ensemble de composants formant une unité technologique capable d'effectuer des fonctions spécifiques à l'intérieur de la tranche.

### **Systeme classé de sûreté**

Un système est dit classé de sûreté s'il est classé fonctionnellement (F1, F2) ou mécaniquement (M1, M2, M3).

Note : Si seulement des parties restreintes du système sont classées de sûreté (isolement de l'enceinte, isolement du CPP, isolement côté secondaire), le système n'est pas dit classé de sûreté.

### **Systeme de protection**

Le système de protection englobe l'ensemble des dispositifs et circuits électriques et mécaniques, situés entre les capteurs et les bornes d'entrée des organes de commande, qui interviennent dans la surveillance des paramètres de sûreté et dans la génération des signaux associés à la fonction de protection, ceci quel que soit l'état de la tranche.

### **Systeme de sauvegarde**

Cette définition porte sur les systèmes utilisés dans les conditions de fonctionnement de référence et ne concerne donc pas l'accident grave comme cela est proposé dans notre définition « EPR ». Cela signifie que EVU ne peut être considéré comme un système de sauvegarde, à la différence de l'EAS.

"Système de sauvegarde : système assurant directement une fonction de sûreté radiologique pour les conditions de fonctionnement de référence en rétablissant puis maintenant le contrôle du réacteur afin de limiter l'aggravation de l'accident et de permettre l'atteinte d'un état sûr. Les systèmes de sauvegarde visent notamment à :

- maintenir sous eau et refroidir le cœur du réacteur quand les systèmes utilisés à cette fin en fonctionnement normal ne peuvent être utilisés,
- maintenir le cœur du réacteur sous critique quand les systèmes utilisés à cette fin en fonctionnement normal ne peuvent être utilisés,
- contrôler la pression dans l'enceinte de confinement quand les systèmes IP utilisés à cette fin en fonctionnement normal ne peuvent être utilisés".

### **Systemes ou équipements d'exploitation**

Les systèmes ou équipements d'exploitation sont utilisés pour l'exploitation normale de la centrale et ne sont pas classés de sûreté (NC).

### **Systeme support**

Un système support rend possible la fonction principale d'un système de sûreté ou de fonctionnement normal, par exemple : l'alimentation électrique, le refroidissement, la lubrification ou le contrôle.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0

SECTION : -

PAGE : 24/45

STANDARD

**Taux d'épuisement**

Rapport habituellement exprimé en pourcentage, du nombre de noyaux d'un ou de plusieurs éléments chimiques qui disparaissent par combustion nucléaire par rapport au nombre initial de noyaux.

**Tension nominale**

La tension nominale est la tension entre phases par laquelle on désigne un réseau.

**Tension de service**

La tension de service est la tension ajustée au niveau des jeux de barres en exploitation normale.

**Terme source**

Inventaire des produits radio-actifs présents dans l'enceinte et hors de l'enceinte, considéré pour le calcul des conséquences radiologiques.

**Train électrique**

Un train électrique est l'ensemble des composants permettant la distribution électrique. Les trains électriques sont indépendants les uns des autres, chacun se subdivise en section pour l'îlot conventionnel et division pour l'îlot nucléaire.

**Transformateur auxiliaire**

Transformateur destiné à alimenter les réseaux électriques HTA permettant l'arrêt de la centrale lorsque le réseau principal et l'alternateur sont indisponibles.

**Transformateur de soutirage**

Transformateur destiné à alimenter les réseaux électriques HTA dans tous les régimes de fonctionnement de la tranche lorsque le réseau principal ou l'alternateur fournissent une tension dans la plage admissible.

**Transformateur principal**

Transformateur destiné à adapter la tension de l'alternateur principal à la haute tension HTB du réseau principal.

**Travaux de construction**

Il s'agit de tout ce qui est construit ou qui résulte des opérations de construction. Ils couvrent les travaux de génie civil et ceux d'ingénierie. Ils font référence à la construction complète comprenant les éléments de structure et ceux qui ne sont pas de structure.

**Trempe**

Refroidissement rapide d'un liquide ou d'un solide chaud par immersion ou contact avec de l'eau.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0

SECTION : -

PAGE : 25/45

STANDARD

**Validation**

Essais et évaluation d'un système programmé intégré (matériel et logiciel) pour s'assurer de la conformité aux exigences fonctionnelles, de performances et d'interfaces.

**Vérification**

Processus qui détermine si le produit, à une phase donnée de développement, remplit ou non toutes les exigences imposées par la phase précédente.

**Zone contrôlée**

Zone dans laquelle les travailleurs sont susceptibles de recevoir une dose annuelle supérieure à 6 mSv dans des conditions normales de travail. La zone contrôlée est divisée en quatre zones : verte, jaune, orange et rouge, selon le débit d'équivalent de dose.

**Zone surveillée**

Zone dans laquelle les travailleurs sont susceptibles de recevoir une dose annuelle comprise entre 1 et 6 mSv dans des conditions normales de travail.



## 2. GLOSSAIRE DES ABRÉVIATIONS

### 2.1. ABRÉVIATIONS UTILISÉES POUR LES SYSTÈMES

#### 2.1.1. Trigrammes des principaux systèmes

TRIGRAMME DU SYSTÈME ÉLÉMENTAIRE	ABRÉVIATION EPR <sup>1</sup>	LIBELLÉE
8LKO/T/Z/S		Tableaux 400V POE/BTE
AAD	SSS	ENSEMBLE MOTOPOMPE ALIMENTAIRE D'ARRÊT ET DE DEMARRAGE
ABP	/	POSTE D'EAU BASSE PRESSION ET RECHAUFFEURS
ADG	/	ALIMENTATION ET DEGAZAGE (BACHE ET DEGAZEUR)
AHP	/	POSTE D'EAU HAUTE PRESSION, MOYENNE PRESSION ET RECHAUFFEURS
APA	MFWPS	ENSEMBLE MOTOPOMPE ALIMENTAIRE (Y COMPRIS GRAISSAGE)
APG	SGBS	PURGE DES GENERATEURS DE VAPEUR (CHAUDIÈRE)
ARE	MFWS	ALIMENTATION NORMALE DES GÉNÉRATEURS DE VAPEUR
ASG	EFWS	ALIMENTATION AUXILIAIRE DE SECOURS DES GENERATEURS DE VAPEUR
CCND		CONTROLE COMMANDE NOYAU DUR
CET	/	ÉTANCHEITÉ LABYRINTHES TURBINE
CEX	/	CIRCUIT D'EXTRACTION (POMPE DE REPRISE)
CFI	CWFS	FILTRATION EAU BRUTE
CRF	/	CIRCULATION EAU (GRAISSAGE, FILTRATION ET ISOLEMENT)
CTE	/	TRAITEMENT EAU DE CIRCULATION
CVI	/	VIDE CONDENSEUR
DCL	/	CONDITIONNEMENT SALLE DE COMMANDE ET LOCAUX ELECTRIQUES

1. Utilisée dans les versions précédentes du Rapport Préliminaire de Sûreté en anglais



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0  
SECTION : -  
PAGE : 27/45  
STANDARD

TRIGRAMME DU SYSTÈME ÉLÉMENTAIRE	ABRÉVIATION EPR <sup>1</sup>	LIBELLÉE
DEL	/	PRODUCTION D'EAU GLACEE SECOURUE DU BATIMENT ELECTRIQUE
DEQ	/	PRODUCTION D'EAU GLACEE DU BATIMENT DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS
DER	/	PRODUCTION D'EAU GLACEE DU BATIMENT REACTEUR
DFL	/	DESENFUMAGE DU BATIMENT ELECTRIQUE
DMK	/	APPAREILS ET ENGIN DE MANUTENTION DU BATIMENT COMBUSTIBLE
DMR	/	APPAREILS ET ENGIN DE MANUTENTION DU BATIMENT REACTEUR
DN.	/	ECLAIRAGE NORMAL DU SITE BATIMENTS ET SURFACES OUVERTES
DNX	/	DISTRIBUTION DES PRISES DE COURANT
DS.	/	ECLAIRAGE DE SECOURS DU SITE BATIMENTS ET SURFACES OUVERTES
DVB	/	VENTILATION ET CONDITIONNEMENT DES LOCAUX ADMINISTRATIFS
DVD	/	VENTILATION ET CHAUFFAGE DES BATIMENTS DIESEL
DVE	/	VENTILATION ET CHAUFFAGE DES LOCAUX ARE ET VVP
DVL	/	VENTILATION DES LOCAUX ELECTRIQUES DU BATIMENT ELECTRIQUE
DVP	/	VENTILATION DE LA STATION DE POMPAGE
DWB	/	VENTILATION DES LOCAUX CONTAMINABLES DU POLE OPERATIONNEL D'EXPLOITATION
DWK	/	VENTILATION DU BATIMENT COMBUSTIBLE
DWL	CSBVS	VENTILATION DU BATIMENT DES AUXILIAIRES DE SAUVEGARDE ET DU BATIMENT ELECTRIQUE
DWN	/	VENTILATION DU BATIMENT DES AUXILIAIRES NUCLÉAIRES
DWQ	/	VENTILATION DU BATIMENT DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS
DWW	/	VENTILATION DES LOCAUX CONTAMINABLES DE LA TOUR D'ACCES
EBA	CSVS	BALAYAGE DU BATIMENT REACTEUR
EDE	AVS	MISE EN DÉPRESSION DE L'ESPACE ENTRE ENCEINTE



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0

SECTION : -

PAGE : 28/45

STANDARD

TRIGRAMME DU SYSTÈME ÉLÉMENTAIRE	ABRÉVIATION EPR <sup>1</sup>	LIBELLÉE
EPP	/	ETANCHEITE ET CONTRÔLE DES FUITES DE L'ENCEINTE (SAS, TRAVERSEES, TAMPONS ...)
ETY	/	MAITRISE DU TAUX H2 DANS L'ENCEINTE
EVF	/	FILTRATION INTERNE
EVR	CCVS	VENTILATION CONTINUE DU BATIMENT REACTEUR
EVU	CHRS	EVACUATION ULTIME DE CHALEUR DU BATIMENT REACTEUR
GCA		CONSERVATION DE LA TURBINE A L'ARRET
GCT	MSB	CONTOURNEMENT TURBINE CONDENSEUR
GEA	/	TRANSFORMATEUR AUXILIAIRE
GEV	/	EVACUATION ENERGIE (TRANSFORMATEUR SOUTIRAGE INCLUS)
GEX	/	EXCITATION ET RÉGULATION ALTERNATEUR
GHE		HUILE D'ETANCHEITE ALTERNATEUR
GPV	/	CIRCUITS PRINCIPAUX DE VAPEUR TURBINE ET PURGES
GRE	/	REGLAGE ET CONTRÔLE TURBINE
GRV	/	REMPLISSAGE – VIDANGE – APPOINT H2
GSE	/	SECURITÉS TURBINE (PROTECTIONS)
GSS	/	SECHEURS SURCHAUFFEURS
JAC	/	PRODUCTION EAU INCENDIE CLASSÉE
JDT	FDS	DETECTION INCENDIE
JPD	/	PROTECTION ET DISTRIBUTION EAU INCENDIE ÎLOT CONVENTIONNEL
JPH	/	PROTECTION ET DISTRIBUTION EAU INCENDIE CUVES À HUILE SALLE DES MACHINES
JPI	/	PROTECTION ET DISTRIBUTION EAU INCENDIE ÎLOT NUCLEAIRE
JPS	/	PROTECTION ET DISTRIBUTION EAU INCENDIE DE SITE
JPT	/	PROTECTION ET DISTRIBUTION EAU INCENDIE DES TRANSFORMATEURS
JPV	/	PROTECTION ET DISTRIBUTION EAU INCENDIE DIESELS



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0  
SECTION : -  
PAGE : 29/45  
STANDARD

TRIGRAMME DU SYSTÈME ÉLÉMENTAIRE	ABRÉVIATION EPR <sup>1</sup>	LIBELLÉE
KER	LRMDS	CONTROLE ET REJETS DES EFFLUENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE
KIR	/	INSTRUMENTATION DE SURVEILLANCE DU CIRCUIT PRIMAIRE
KKK	/	CONTRÔLE GÉNÉRAL DES ACCÈS
KRA		DETECTION SEISME
KRH		DETECTION HYDROGENE
KRC	/	CONTRÔLE DE CONTAMINATION CORPORELLE ET DOSIMÉTRIQUE ET D'IRRADIATION DES LOCAUX
KRT	PRMS	MESURES DE RADIOPROTECTION
LA.	/	PRODUCTION ET DISTRIBUTION PUISSANCE 220 V CONTINU
LAK/L/M/N	/	ALIMENTATION 220 V CONTINU MÉCANISME DE COMMANDE DE GRAPPES
LAV/W	/	ALIMENTATION 220 V CONTINU AUXILIAIRES GTA ET MÉCANISME DE COMMANDE DE GRAPPES
LG.	/	DISTRIBUTION > OU = A 5,5 kV ALTERNATIF (NON SECOURU)
LGA/B/C/D	/	DISTRIBUTION 10 kV NORMAL ÎLOT CONVENTIONNEL
LGE/LGJ	/	DISTRIBUTION 10 kV NORMAL PÔLE OPÉRATIONNEL D'EXPLOITATION (HB)
LGF/G/H/I	/	DISTRIBUTION 10 kV NORMAL ÎLOT NUCLÉAIRE
LGK/LGN	/	DISTRIBUTION 10 kV NORMAL ÎLOT CONVENTIONNEL
LGP/Q/R/S	/	DISTRIBUTION 10 kV NORMAL ÎLOT CONVENTIONNEL (STATION DE POMPAGE)
LH.	/	PRODUCTION ET DISTRIBUTION COURANT ALTERNATIF > OU = 5,5 kV SECOURU
LHA/B/C/D	/	DISTRIBUTION 10 kV SECOURU (ÎLOT NUCLÉAIRE + SEC)
LHP/Q/R/S	/	DIESEL 10 kV DIVISIONS 1/2/3/4
LI.	/	DISTRIBUTION 690 V ALTERNATIF NORMAL
LIA/B/C/D	/	DISTRIBUTION 690 V NORMAL ÎLOT CONVENTIONNEL
LIF/LII	/	DISTRIBUTION 690 V NORMAL ÎLOT NUCLÉAIRE



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0  
SECTION : -  
PAGE : 30/45  
STANDARD

TRIGRAMME DU SYSTÈME ÉLÉMENTAIRE	ABRÉVIATION EPR <sup>1</sup>	LIBELLÉE
LJ.	/	PRODUCTION ET DISTRIBUTION 690 V ALTERNATIF SECOURU
LJA/B/C/D	/	690 V ALTERNATIF SECOURU ÎLOT NUCLÉAIRE
LJF/LJI	/	690 V ALTERNATIF SECOURU ÎLOT NUCLÉAIRE
LJL/LJM	/	690 V ALTERNATIF SECOURU ÎLOT CONVENTIONNEL
LJP/LJS	/	DIESEL DE SECOURS 690 V DIVISIONS 1/4
LJU/LJX	/	690 V ALTERNATIF SECOURU ÎLOT NUCLÉAIRE, BÂTIMENTS DIESEL
LJZ	/	690 V ALTERNATIF SECOURU ÎLOT NUCLÉAIRE, TROISIÈME POMPE PTR
LK.	/	DISTRIBUTION 400 V ALTERNATIF NORMAL (SOUS TABLEAU LG)
LKA/B/C/D	/	DISTRIBUTION 400 V NORMAL ÎLOT CONVENTIONNEL
LKF/G/H/I	/	DISTRIBUTION 400 V NORMAL ÎLOT CONVENTIONNEL, STATION DE POMPAGE
LKK/L/M/N	/	DISTRIBUTION 400 V NORMAL ÎLOT NUCLÉAIRE
LKP/Q/R/S	/	DISTRIBUTION 400 V NORMAL ÎLOT NUCLEAIRE
LL.	/	DISTRIBUTION 400 V ALTERNATIF SECOURU (SOUS TABLEAU LH)
LLA/B/C/D	/	DISTRIBUTION 400 V SECOURU ÎLOT NUCLEAIRE
LLF/G/H/I	/	DISTRIBUTION 400 V SECOURU ÎLOT NUCLEAIRE (AUXILIAIRES DIESELS LH)
LLL/LLM	/	DISTRIBUTION 400 V SECOURU ÎLOT CONVENTIONNEL
LLP/Q/R/S	/	DISTRIBUTION 400 V SECOURU ÎLOT NUCLEAIRE
LO.	/	DISTRIBUTION 400 V ALTERNATIF RÉGULÉ
LOA/B/C/D	/	DISTRIBUTION 400 V RÉGULÉ ÎLOT NUCLEAIRE
LOF/G/H/I	/	DISTRIBUTION 400 V RÉGULÉ ÎLOT NUCLEAIRE (ISOLEMENT ENCEINTE)
LTR	/	CIRCUIT DE TERRE
LV.	/	PRODUCTION ET DISTRIBUTION 400 V SANS COUPURE
LVA/B/C/D	/	PRODUCTION ET DISTRIBUTION 400 V SANS COUPURE ÎLOT NUCLÉAIRE



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0  
SECTION : -  
PAGE : 31/45  
STANDARD

TRIGRAMME DU SYSTÈME ÉLÉMENTAIRE	ABRÉVIATION EPR <sup>1</sup>	LIBELLÉE
LVF/G/H/I	/	PRODUCTION ET DISTRIBUTION 400 V SANS COUPURE ÎLOT NUCLÉAIRE
LVL/LVM	/	PRODUCTION ET DISTRIBUTION 400 V SANS COUPURE ÎLOT CONVENTIONNEL
LVP/LVS	/	PRODUCTION ET DISTRIBUTION 400 V SANS COUPURE ÎLOT NUCLEAIRE
PMA	/	AUXILIAIRES DE MANUTENTION DU COMBUSTIBLE
PMC	/	MANUTENTION DU COMBUSTIBLE – MACHINE DE CHARGEMENT – PONT PERCHE – TRANSFERT
PMG	/	MACHINE À SERRER ET DESSERRER LES GOIJONS (MSDG)
PMO	/	OUTILLAGE DE MANUTENTION – ECLAIRAGE – PLATE-FORME BÂTIMENT RÉACTEUR ASPIRATEUR
PTR	FPC(P)S	TRAITEMENT ET REFROIDISSEMENT D'EAU DES PISCINES
RBS	EBS	BORICATION DE SÉCURITE
RCP	RCS	CIRCUIT PRIMAIRE
RCV	CVCS	CONTRÔLE CHIMIQUE ET VOLUMÉTRIQUE
REA	RBWMS	APPOINT EAU ET BORE
REN	NSS	ECHANTILLONNAGE NUCLEAIRE
RES	/	ECHANTILLONNAGE DE LA PARTIE SECONDAIRE DES GÉNÉRATEURS DE VAPEUR
RGL	CRDM	COMMANDE DES GRAPPES LONGUES
RIC	/	INSTRUMENTATION INTERNE DU CŒUR
RIS	SIS	INJECTION DE SECURITE
RPE	NVDS	PURGES, EVENTS ET EXHAURES NUCLEAIRES
RPN	/	MESURE DE LA PUISSANCE NUCLEAIRE
RPR	/	PROTECTION RÉACTEUR
RRI	CCWS	RÉFRIGÉRATION INTERMEDIAIRE
SA.	/	PRODUCTION ET DISTRIBUTION D'AIR
SAA	/	PRODUCTION AIR RESPIRABLE





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0  
SECTION : -  
PAGE : 32/45  
STANDARD

TRIGRAMME DU SYSTÈME ÉLÉMENTAIRE	ABRÉVIATION EPR <sup>1</sup>	LIBELLÉE
SAP	/	PRODUCTION AIR COMPRIME DE TRAVAIL ET DE RÉGULATION
SAR	/	DISTRIBUTION AIR COMPRIME DE REGULATION
SAT	/	DISTRIBUTION AIR COMPRIME DE TRAVAIL
SDA	/	PRODUCTION D'EAU DÉMINÉRALISÉE
SDS	/	PRODUCTION D'EAU DÉMINÉRALISÉE PAR DESSALEMENT
SEA	/	EAU A DEMINERALISER (PRÉ-TRAITEMENT)
SEC	ESWS	EAU BRUTE SECOURUE (RÉFRIGÉRATION INTERMÉDIAIRE RRI)
SED	/	DISTRIBUTION D'EAU DEMINERALISEE RÉACTEUR
SEF	/	PRISE D'EAU – FILTRATION – DÉGRILLEURS
SEG	/	SYSTÈME D'ALIMENTATION EN EAU BRUTE GÉNÉRALISÉE POUR L'ULTIME SECOURS
SEH	/	RECUEIL DES HUILES ET DES EFFLUENTS HYDROCARBONES (STOCKAGE INCLUS)
SEK	CILWDS site LWDS	RECUEIL, CONTROLE ET REJET DES EFFLUENTS DU CIRCUIT SECONDAIRE
SEL	/	DISTRIBUTION D'EAU CHAUDE PRODUITE ÉLECTRIQUEMENT
SEN	/	EAU BRUTE REFRIGERATION SRI
SEO	/	EAUX PERDUES À L'ÉGOUT
SEP	/	EAU POTABLE
SER	/	DISTRIBUTION EAU DEMINERALISEE INSTALLATION CONVENTIONNELLE pH 9 (STOCKAGE INCLUS)
SG.	/	DISTRIBUTION FLUIDES AUTRES QUE EAU ET AIR
SGA	/	SYSTEME DE DISTRIBUTION D'ARGON
SGC	/	DISTRIBUTION GAZ CARBONIQUE
SGH	/	DISTRIBUTION D'HYDROGÈNE
SGN	/	DISTRIBUTION D'AZOTE
SGO	/	DISTRIBUTION D'OXYGÈNE
SIR	/	CONDITIONNEMENT CHIMIQUE (INJECTION RÉACTIF)
SKZ	/	STOCKAGE DES GAZ (H2, O2, N2, CO2 ET GAZ RARES)



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0

SECTION : -

PAGE : 33/45

STANDARD

TRIGRAMME DU SYSTÈME ÉLÉMENTAIRE	ABRÉVIATION EPR <sup>1</sup>	LIBELLÉE
SNL	/	NETTOYAGE – LANÇAGE GV
SRI	/	REFRIGERATION INTERMEDIAIRE – CIRCUITS CONVENTIONNELS (NORIA)
SRU	UCWS	REFRIGERATION ULTIME
SVA	/	DISTRIBUTION DE VAPEUR AUXILIAIRE
TEG	GWPS	EFFLUENTS GAZEUX
TEN	/	CIRCUITS D'ÉCHANTILLONNAGE DES EFFLUENTS DU BÂTIMENT DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS
TEP	CSTS	EFFLUENTS LIQUIDES PRIMAIRES
TER	ExLWDS	RESERVOIR COMPLEMENTAIRE DE SANTÉ
TES	SWTS	EFFLUENTS SOLIDES
TEU	LWPS	EFFLUENTS LIQUIDES USÉS
TRI	/	REFRIGERATION INTERMEDIAIRE TRAITEMENT DES EFFLUENTS
VDA	MSSS	DÉCHARGE ATMOSPHÈRE
VPU	/	PURGES DE CONDITIONNEMENT DES CIRCUITS VAPEUR
VVP	MSSS	CIRCUIT VAPEUR PRINCIPAL, SOUPAPES DE MISE À L'ATMOSPHÈRE ET ÉVÉNEMENTS, VANNES GV



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0  
SECTION : -  
PAGE : 34/45  
STANDARD

**2.1.2. Autres abréviations utilisées pour les systèmes (hors codification ECS)**

<b>ABREVIATION FRANCAISE</b>	<b>ABREVIATION ANGLAISE</b>	<b>LIBELLE</b>
DEA	SSSS	DISPOSITIF D'ETANCHEITE A L'ARRET
IRWST ou piscine RIS	IRWST	IN-CONTAINMENT REFUELING WATER STORAGE TANK
ISBP	LHSI	INJECTION DE SECURITÉ BASSE PRESSION
ISMP	MHSI	INJECTION DE SECURITÉ MOYENNE PRESSION
LTC	TSC	LOCAL TECHNIQUE DE CRISE
MCP	PICS	MOYEN DE CONDUITE PRINCIPAL
MCS	SICS	MOYEN DE CONDUITE DE SECOURS
PAS	PAS	SYSTÈME D'AUTOMATISME DE TRANCHE
PACS	PACS	FONCTIONS DE GESTION DE PRIORITÉ ET DE CONTRÔLE DE L'ACTIONNEMENT
PS	PS	SYSTEME DE PROTECTION DU REACTEUR
RCSL	RCSL	SYSTEME DE LIMITATION, DE SURVEILLANCE ET DE CONTRÔLE DU RÉACTEUR
SAS	SAS	SYSTEME D'AUTOMATISME DE SURETE
SDC	MCR	SALLE DE COMMANDE PRINCIPALE
SDR	RSS	STATION DE REPLI
SYN	POP	SYNOPTIQUE
TXS	TXS	TELEPERM XS (PLATE-FORME DE CC)



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0  
SECTION : -  
PAGE : 35/45  
STANDARD

## 2.2. ABRÉVIATIONS DES PRINCIPAUX BÂTIMENTS ET GALERIES

ABREVIATION COMMUNE	CODIFICATION ECS	LIBELLE
BAN	HN	BATIMENT DES AUXILIAIRES NUCLEAIRES
BAS	HLF, HLG, HLH, HLI	BATIMENT DES AUXILIAIRES DE SAUVEGARDE
BD	HDA, HDB, HDC, HDD	BATIMENTS DIESEL
BK	HK	BATIMENT COMBUSTIBLE
BL	HLA, HLBHLC, HLD	BATIMENT ELECTRIQUE
BLNC	HF	BATIMENT ELECTRIQUE NON CLASSE
BR	HR	BATIMENT REACTEUR
BTE	HQA, HQB	BATIMENT DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS
BZ	HZ	BATIMENT STOCKAGE GAZ ET PRODUITS CHIMIQUES
POE	HB	POLE OPERATIONNEL D'EXPLOITATION
SdM	HM	SALLE DES MACHINES
SdP	HP	STATION DE POMPAGE (Y COMPRIS REJETS)
TA	HJ	PLATE-FORME TRANSFORMATEUR AUXILIAIRE
TP-TS	HT	PLATE-FORME TRANSFORMATEURS PRINCIPAUX ET DE SOUTIRAGE
CCL		CENTRE DE CRISE LOCAL
/	HCA, HCB	BASSINS DE REJET ET PRE-REJET
/	HW	BATIMENT TOUR D'ACCES
/	HX	AIRE DE STOCKAGE DES EFFLUENTS
	HY	BATIMENT DEMINERALISATION
/	HYS	UNITE DE DESSALEMENT
ABREVIATION COMMUNE	CODIFICATION ECS	LIBELLE
/	HGB	GALERIES D'ACCES AU POLE OPERATIONNEL D'EXPLOITATION
/	HGD	GALERIES DIESEL – BAS



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0

SECTION : -

PAGE : 36/45

STANDARD

ABREVIATION COMMUNE	CODIFICATION ECS	LIBELLE
	<b>HGI</b>	GALERIES BAS/SDP
/	<b>HGM/HGL</b>	GALERIE MECANIQUE / ELECTRIQUE
/	<b>HGN</b>	GALERIE BAN MECANIQUE / ELECTRIQUE
/	<b>HGP</b>	GALERIE SALLE DES MACHINES STATION DE POMPAGE
/	<b>HGQ</b>	GALERIE BAN – BTE
/	<b>HGS</b>	GALERIE BAS – STATION DE POMPAGE (SEC)
/	<b>HGT</b>	GALERIE BATIMENT ELECTRIQUE NON CLASSE – TRANSFORMATEUR
/	<b>HGW</b>	GALERIE POLE OPERATIONNEL D'EXPLOITATION – TOUR D'ACCES
	<b>HRA</b>	BATIMENT REACTEUR
	<b>HRB</b>	ESPACE ENTRE ENCEINTE
	<b>HZH, HZO</b>	HALL ZH et ZO (BATIMENTS DE STOCKAGE HYDROGENE ET OXYGENE)



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0  
SECTION : -  
PAGE : 37/45  
STANDARD

### 2.3. AUTRES ABRÉVIATIONS

AAC	ARRET A CHAUD
AAF	ARRET A FROID
AAR	ARRET AUTOMATIQUE DU REACTEUR
AC	ASSEMBLAGES COMBUSTIBLES
AC	COURANT ALTERNATIF (ALTERNATING CURRENT)
ACQ	ACTIVITE CONCERNEE PAR LA QUALITE
AG	ACCIDENT GRAVE
AIEA	AGENCE INTERNATIONALE DE L'ENERGIE ATOMIQUE
AIP	ACTIVITE IMPORTANTE POUR LA PROTECTION DES INTERETS
ANDRA	AGENCE NATIONALE POUR LA GESTION DES DECHETS
ALARA	AS LOW AS REASONABLY ACHIEVABLE
AP	AUTOMATION PROCESSOR
APE	APPROCHE PAR ETAT
API	ARRET POUR INTERVENTION
APR	ARRET POUR RECHARGEMENT
APRP	ACCIDENT DE PERTE DE REFRIGERANT PRIMAIRE
AQ	ASSURANCE QUALITE
ARIA	ANALYSE, RECHERCHE ET INFORMATION SUR LES ACCIDENTS
AN/GV	ARRET NORMAL AVEC EVACUATION DE PUISSANCE PAR LES GV
AN/RRA	ARRET NORMAL AVEC EVACUATION DE PUISSANCE PAR LE RIS/RRA
AO	AXIAL OFFSET
ASN	AUTORITE DE SURETE NUCLEAIRE
ASR	ARRET POUR SIMPLE RECHARGEMENT
ATWS	ARRÊT AUTOMATIQUE DU RÉACTEUR SANS CHUTE DES BARRES (ANTICIPATED TRANSIENT WITHOUT SCRAM)
BAE	BOITE A EAU
BC	BRANCHE CHAUDE
BDOP	BASIC DESIGN OPTIMIZATION PHASE
BDR 99	BASIC DESIGN REPORT (EDITION 1999)
BEE	BRECHES EXTERIEURES ENCEINTE SUR ISBP/RRA
BF	BRANCHE FROIDE
BI	BRANCHE INTERMEDIAIRE
BOP	ILÔT CONVENTIONNEL HORS SALLE DES MACHINES (BALANCE OF PLANT)
BU	Branche en U



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0

SECTION : -

PAGE : 38/45

STANDARD

CAO	CONCEPTION ASSISTEE PAR ORDINATEUR
CB	CONCENTRATION EN BORE
CC	CONTROLE-COMMANDE
CDU	CRITERE DE DEFAILLANCE UNIQUE
CEP	COMPOSANT ELECTRONIQUE PROGRAMME
CIA	CONDUITE INCIDENTELLE ACCIDENTELLE
CIPR	COMMISSION INTERNATIONALE DE PROTECTION RADIOLOGIQUE
CN	CONDUITE NORMALE
CND	CONTROLE NON DESTRUCTIF
CNEN	CENTRE NATIONAL D'EQUIPEMENT NUCLEAIRE
CNEPE	CENTRE NATIONAL D'EQUIPEMENT DE PRODUCTION NUCLEAIRE
CNP	CHAINE DE NIVEAU DE PUISSANCE
CNPE	CENTRE NATIONAL DE PRODUCTION D'ELECTRICITE
CNS	CHAINE DE NIVEAU SOURCE
CPP	CIRCUIT PRIMAIRE PRINCIPAL
CREDOC	CENTRE DE RECHERCHE POUR L'ÉTUDE ET L'OBSERVATION DES CONDITIONS DE VIE
CROSS	CENTRES REGIONAUX OPERATIONNELS DE SURVEILLANCE ET DE SAUVETAGE
CSP	CIRCUIT SECONDAIRE PRINCIPAL
CST	CAHIER DES SPECIFICATIONS TECHNIQUES
DA	DIAGNOSTIC AUTOMATIQUE
DAC	DEMANDE D'AUTORISATION DE CREATION
DAC	DOSSIER ANALYSE DE COMPORTEMENT
DARPE	DEMANDE D'AUTORISATION DE REJETS ET DE PRELEVEMENTS D'EAU
DC	DRAINS CHIMIQUES
DC	COURANT CONTINU (DIRECT CURRENT)
DCC	DEFAILLANCE DE CAUSE COMMUNE
DCH	DIRECT CONTAINMENT HEATING
DDC	DEBUT DE CYCLE
DDPP	DIRECTION DEPARTEMENTALE DE LA PROTECTION DES POPULATIONS
DREAL	DIRECTION REGIONALE DE L'ENVIRONNEMENT, DE L'AMENAGEMENT ET DU LOGEMENT
DDV	DEBUT DE VIE
DECT	DIGITAL ENHANCED CORDLESS TELEPHONE (TELEPHONE SANS FIL NUMERIQUE AMELIORE)



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0

SECTION : -

PAGE : 39/45

STANDARD

DGSNR	DIRECTION GENERALE DE LA SURETE NUCLEAIRE ET DE LA RADIOPROTECTION
DIN	DIVISION DE L'INGENIERIE NUCLEAIRE
DIPDE	DIVISION DE L'INGENIERIE DU PARC, DU DEMANTELEMENT ET DE L'ENVIRONNEMENT
DIPNN	DIRECTION INGENIERIE PROJETS NOUVEAU NUCLEAIRE
DN	DIAMETRE NOMINAL
DP	DRAINS DE PLANCHERS
DP FA3	DIRECTION DE PROJET FLAMANVILLE 3
DP2D	DIRECTION PROJETS DECONSTRUCTION ET DECHETS
DPN	DIVISION PRODUCTION NUCLEAIRE
DPNT	DIRECTION DU PARC NUCLÉAIRE Et THERMIQUE
DQFR	DOSSIER DE QUALIFICATION FONCTIONNELLE RENFORCEE
DR	DRAINS RESIDUAIRES
DSR	DEFAULT SOUS REVETEMENT
DST	DISPOSITIF DE SEPARATION DU TRAFIC
DT	DECLENCHEMENT TURBINE
DT	DIRECTIVES TECHNIQUES
DUP	DECLARATION D'UTILITE PUBLIQUE
ECS	SYSTÈME DE CODIFICATION EDF (EDF CODING SYSTEM)
EDF	ELECTRICITE DE FRANCE
EEE	ESPACE-ENTRE-ENCEINTES
EF	ELEMENTS FINIS
EAI	ECART AUX INTERETS PROTEGES
EIE	EVENEMENT INTERESSANT L'ENVIRONNEMENT
EIP	ELEMENT IMPORTANT POUR LA PROTECTION DES INTERETS
EN	EQUIPEMENT NECESSAIRE
END	EXAMENS NON DESTRUCTIFS
EP	ESSAIS PERIODIQUES
EPR	EUROPEAN PRESSURIZED WATER REACTOR
EPRI	ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE (USA)
EPS	ETUDES PROBABILISTES DE SÛRETÉ
ERI	ETUDE DE RISQUE INCENDIE
ES	EVENEMENT SIGNIFICATIFS
ESE	EVENEMENT SIGNIFICATIF POUR L'ENVIRONNEMENT
ESP	EQUIPEMENT SOUS PRESSION





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0

SECTION : -

PAGE : 40/45

STANDARD

ESPN	EQUIPEMENT SOUS PRESSION NUCLEAIRE
ESS	EVENEMENT SIGNIFICATIF POUR LA SURETE
ETC-C	EPR TECHNICAL CODE FOR CIVIL WORKS
ETC-F	EPR TECHNICAL CODE FOR FIRE PROTECTION
ETP	EQUIVALENT TEMPS PLEIN
EUR	EUROPEAN UTILITY REQUIREMENTS
FA	FAIBLEMENT ACTIF
FAC	FILTRE À CHAINE
FAR	FUITE AVANT RUPTURE
FDC	FIN DE CYCLE
FDV	FIN DE VIE
FH	FACTEUR HUMAIN
FPPR	FONCTIONNEMENT PROLONGE A PUISSANCE REDUITE
FUM	FUNCTION MODULE
GI	GENERATRICE INFERIEURE
GMPP	GROUPE MOTOPOMPE PRIMAIRE
GPR	GROUPE PERMANENT CHARGE DES REACTEURS
GTA	GROUPE TURBO ALTERNATEUR
GV	GENERATEUR DE VAPEUR
HEPA	HIGH EFFICIENCY PARTICULATE FILTER
HMP	HAUTE ET MOYENNE PRESSION
HP	HAUTE PRESSION
HTA	HAUTE TENSION (JUSQU'À 50 kV)
HTB	HAUTE TENSION (AU DELÀ DE 50 kV)
ICB	INTERACTION CORIUM BETON
ICPE	INSTALLATION CLASSÉE POUR LA PROTECTION DE L'ENVIRONNEMENT
ICRP	INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION
IEG	INSTALLATION ELECTRIQUE GENERALE
IEM	INTERFERENCES ELECTRO MAGNETIQUES
IFH	INGENIERIE DES FACTEURS HUMAINS
IJPP	INJECTION AUX JOINTS DES POMPES PRIMAIRES
IHM	INTERFACE HOMME MACHINE
IM	INTERFACE MODULE



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0

SECTION : -

PAGE : 41/45

STANDARD

INB	INSTALLATION NUCLÉAIRE DE BASE
INSAG	INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP
IOTA	INSTALLATIONS, OUVRAGES, TRAVAUX ET ACTIVITES
IPG	INTERACTION PASTILLE GAINÉ
IRSN	INSTITUT DE RADIOPROTECTION ET DE SURETE NUCLEAIRE
IS	INJECTION DE SECURITE
JEPP	JOUR EQUIVALENT À PLEINE PUISSANCE
KTA	KERntechnische Ausschuss (COMITE TECHNIQUE NUCLEAIRE)
LBM	LIAISON BI-METALLIQUE
LCO	CONDITION LIMITE DE FONCTIONNEMENT (LIMITING CONDITION OF OPERATION)
LDS	LEAK DETECTION SYSTEM (SYSTEME DE DETECTION DE FUITE)
LEP	LIGNE D'EXPANSION DU PRESSURISEUR
LIE	LIMITE INTERIEURE D'EXPLOSIVITE
LOCA	LOST OF COOLANT ACCIDENT (ACCIDENT PERTE DE LIQUIDE DE REFROIDISSEMENT <sup>o</sup> )
LOCC	PERTE DE LA CHAÎNE DE REFROIDISSEMENT (LOSS OF COOLING CHAIN)
LOFW	PERTE TOTALE DE L'EAU ALIMENTAIRE (LOSS OF SG FEEDWATER)
LOMFW	PERTE TOTALE DE L'EAU ALIMENTAIRE — (LOSS OF MAIN FEEDWATER) — IDENTIQUE A LOFW
LOOP	LOSS OF OFF SITE POWER (VOIR MDTE)
LTC	LOCAL TECHNIQUE DE CRISE
LUHS	PERTE DE SOURCE FROIDE ULTIME (LOSS OF ULTIMATE HEAT SINK)
MDTE	MANQUE DE TENSION ELECTRIQUE EXTERNE
MDTG	MANQUE DE TENSION ELECTRIQUE GÉNÉRALISÉ
MDV	MILIEU DE VIE
MEDDE	MINISTERE DE L'ECOLOGIE, DU DEVELOPPEMENT DURABLE ET DE L'ENERGIE
MEL	MASSES ET ENERGIES LIBEREES
MMR	MESURE DE MAITRISE DES RISQUES
MOP	MODE OPERATOIRE
MOX	MIXED OXIDE FUEL
MP	MOYENNE PRESSION
MQ	MANUEL QUALITE
MSDG	MACHINE DE SERRAGE ET DESSERRAGE DES GOUJONS



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0

SECTION : -

PAGE : 42/45

STANDARD

MSI	MISE EN SERVICE INDUSTRIELLE
NC	NON CLASSÉ DE SÛRETÉ
NGF	NIVELLEMENT GENERAL DE LA FRANCE
NPSH	NET POSITIVE SECTION HEAD
OCDE	ORGANISATION DE COOPERATION ET DE DEVELOPPEMENT
OMI	ORGANISATION MARITIME INTERNATIONALE
OT	OPERATING TERMINAL [SPPA-1200]
OVCC	OBSERVATOIRE DU VEILLISSEMENT DU CONTROLE-COMMANDE
PAICC	PRESSION ADIABATIQUE ISOCHORE DE COMBUSTION COMPLETE
PAF	PASSAGE EN ARRET A FROID
PAG	PUPITRE ACCIDENT GRAVE
PBES	PLUS BASSES EAUX DE SECURITE
PBMP	PROGRAMMES DE BASE DE MAINTENANCE PREVENTIVE
PCB	POLYCHLOROBI"PHENYLE
PCC	CATEGORIES DE CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT (VOIR DÉFINITION DE PCC)
PE	PLAQUES ENTRETOISES
PER	PASSAGE EN ETAT DE REPLI
PF	PRODUIT DE FISSION
PIPO	PUPITRE INTER-POSTE OPERATEUR
PIPS	PUPITRE DE SIGNALISATION INTER-SYNOPTIQUE
PSIS	PUPITRE DE SIGNALISATION INTER-SYNOPTIQUE
PJC	PLAN DE JOINT DE CUVE
POM	POSTES OPERATEURS MINIMAUX
PN	PUISSANCE NOMINALE
PPI	PLAN PARTICULIER D'INTERVENTION
PRD	PLAQUE DE REPARTITION DE DEBIT
PT	ARRÊT PARTIEL (PARTIAL TRIP)
PTAEE	PERTE TOTALE DES ALIMENTATIONS ELECTRIQUES EXTERNES — IDEM PSL-HT
PTEA	PERTE TOTALE D'EAU ALIMENTAIRE
PU	PROCESSING UNIT [SPPA-1200]
PUI	PLAN D'URGENCE INTERNE
PSL-BT	PERTE DES SOURCES ELECTRIQUES BASSE TENSION
PSL-HT	PERTE TOTALE DES ALIMENTATIONS ELECTRIQUES EXTERNES- IDEM PTAEE



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0

SECTION : -

PAGE : 43/45

STANDARD

PSF	PERTE DE SOURCE FROIDE
PSIS	PANNEAU DE SIGNALISATION INTER-SYNOPTIQUES
PSU	POWER SUPPLY UNIT
PZR	PRESSURISEUR
R&D	RECHERCHE ET DEVELOPPEMENT
RAP	RECOMBINEURS AUTOCATALYTIQUES PASSIFS
RAZ	REMISE A ZERO
RCC-E	REGLES DE CONCEPTION ET DE CONSTRUCTION APPLICABLES AUX MATERIELS ELECTRIQUES DE L'ÎLOT NUCLEAIRE
RCC-M	REGLES DE CONCEPTION ET DE CONSTRUCTION APPLICABLES AUX MATERIELS MECANIQUES DE L'ÎLOT NUCLEAIRE
RCD	CŒUR COMPLETEMENT DECHARGE
RDP	RESERVOIR DE DECHARGE DU PRESSURISEUR
RDS	RAPPORT DE SURETE
RFTC	RAPPORT DE FLUX THERMIQUE CRITIQUE
REP	REACTEUR A EAU PRESSURISEE
RFS	REGLE FONDAMENTALE DE SURETE
RGE	REGLES GENERALES D'EXPLOITATION
RIA	ROBINET INCENDIE ARME
RIE	RESTAURATION DE L'INVENTAIRE EN EAU
RIGP	RETRAIT INCONTROLE D'UNE GRAPPE EN PUISSANCE
RIGZ	RETRAIT INCONTROLÉ DE GROUPE À ZERO POUR CENT DE PUISSANCE
RMDA	REACTIVITY MEASUREMENT AND ANALYSIS
RNR	REACTEUR A NEUTRONS RAPIDES
RPS	RAPPORT PRELIMINAIRE DE SURETE
RPVL	REACTOR PRESSURE VESSEL LEVEL (NIVEAU DE PRESSION DANS LE REACTEUR)
RRC	CATEGORIES DE RÉDUCTION DU RISQUE (VOIR DÉFINITION DE RRC)
RTE	RUPTURE TUYAUTERIE D'EAU ALIMENTAIRE
RTGV	RUPTURE DE GENERATEUR DE VAPEUR
RTHE	RUPTURE DE TUYAUTERIE À HAUTE ENERGIE
RTV	RUPTURE DE TUYAUTERIE VAPEUR
RTS	RUPTURE DE TUYAUTERIE SECONDAIRE
SATS	SERVICE D'AUDIO-CONFERENCE ET DE TELECOPIE SECURISES
SBO	STATION BLACK OUT
SCPRI	SERVICE CENTRAL DE PROTECTION CONTRE LES RAYONNEMENTS IONISANTS



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0

SECTION : -

PAGE : 44/45

STANDARD

SCTR	SUIVI DE CHARGE ET TELE REGLAGE
SDD	SEISME DE DIMENSIONNEMENT
SDI	SEISME D'INSPECTION
SE	SYSTEME ELEMENTAIRE
SEPTEN	SERVICE D'ETUDES ET PROJETS THERMIQUES ET NUCLEAIRES
SEXTEN	SURVEILLANCE EN EXPLOITATION DU TAUX DE FUIITE DE L'ENCEINTE
SFS	SECTEUR DE FEU SURETE
SIC	SITE D'INTERET COMMUNAUTAIRE
SMI	SYSTEME DE MANAGEMENT INTEGRE
SIRP	SYSTEME D'INFORMATION RADIOPROTECTION
SMS	SEISME MAJORÉ DE SÉCURITÉ
SUJB	SERVEUR UNIT JUKE BOX (SERVEUR DE L'UNITE JUKE BOX)
STE	SPECIFICATION TECHNIQUE D'EXPLOITATION
TAC	TURBINE A COMBUSTION
TAM	TAMPON D'ACCES MATERIEL
TC	THIN CLIENT
TDD	TRANSITION DEFLAGRATION DETONATION
TF	TAMBOURS FILTRANTS
TFA	TRES FAIBLEMENT ACTIF
TGAP	TAXE GENERALE SUR LES ACTIVITES POLLUANTES
TGE	TOUTES GRAPPES EXTRAITES
TGI	TOUTES GRAPPES INSEREES
TGTA	TGTA : TRANSITOIRES SECONDAIRES
THE	TRES HAUTE EFFICACITE
TIP	TEST D'INTEGRITE PRIMAIRE
TLOCC	PERTE TOTALE DE LA CHAINE DE REFROIDISSEMENT
TOR	TOUT OU RIEN
TRCP	TRANSITOIRE PRIMAIRE
TRICE	TOXIQUES, RADIOLOGIQUES, INFLAMMABLES, CORROSIFS OU EXPLOSIFS
TSAT	TEMPERATURE DE SATURATION
TSN	TRANSPARENCE ET SECURITE EN MATIERE NUCLEAIRE
UA	UNITE D'AUTOMATISME
UNIE	UNITE NATIONALE D'INGENIERIE D'EXPLOITATION
UP	UNITE DE PUISSANCE



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 0

SECTION : -

PAGE : 45/45

STANDARD

UVCE	UNCONFINED VAPOR CLOUD EXPLOSION (EXPLOSION DE VAPEUR INCONTROLEE)
VCI	VISITE COMPLETE INITIALE
VD	VISITE DECENNALE
VDI	VOIX DONNEES IMAGES
VFR	VISUAL FLIGHT RULES
VIV	VANNES D'ISOLEMENT VAPEUR
VP	VISITE PARTIELLE
VRD	VOIRIES ET RESEAUX DIVERS
ZAT	ZONE AFFECTEE THERMIQUE
ZC	ZONE CONTROLEE
ZEC	ZONE D'ETALEMENT DU CORIUM
ZF	ZONE FONCTIONNELLE
ZNIEFF	ZONE NATURELLE D'INTERET ECOLOGIQUE FAUNISTIQUE ET FLORISTIQUE
ZPS	ZONE DE PROTECTION SPECIALE
ZS	ZONE SURVEILLEE



## **SOMMAIRE CHAPITRE 1**

### **1 - INTRODUCTION ET DESCRIPTION GÉNÉRALE DE LA TRANCHE**

#### **1.1 - INTRODUCTION**

#### **1.2 - DESCRIPTION GÉNÉRALE DE LA TRANCHE**

#### **1.3 - TABLEAU DE COMPARAISON – COMPARAISON AVEC DES RÉACTEURS DE CONCEPTION SIMILAIRE (N4 ET KONVOI)**

#### **1.4 - ORGANISATION AU STADE DE LA CONCEPTION, DE LA CONSTRUCTION ET DE L'EXPLOITATION**

#### **1.5 - ÉVALUATION DU PROGRAMME DE RECHERCHE ET DÉVELOPPEMENT**

#### **1.6 - RÉFÉRENCES**

#### **1.7 - CONFORMITÉ AVEC LA RÉGLEMENTATION**

#### **1.8 - INTERFACES**

#### **1.9 - RECRUTEMENT ET FORMATION DU PERSONNEL D'EXPLOITATION**



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.1  
SECTION : -  
PAGE : 1/10  
STANDARD

## SOMMAIRE

<b>1. INTRODUCTION ET DESCRIPTION GÉNÉRALE DE LA TRANCHE.....</b>	<b>3</b>
<b>1.1. INTRODUCTION.....</b>	<b>3</b>
<b>1. CADRE RÉGLEMENTAIRE.....</b>	<b>3</b>
<b>2. OBJET DU RAPPORT DE SÛRETÉ.....</b>	<b>3</b>
<b>2.1. LE CADRE RÉGLEMENTAIRE GÉNÉRAL.....</b>	<b>3</b>
<b>2.2. LE CADRE RÉGLEMENTAIRE SPÉCIFIQUE.....</b>	<b>4</b>
<b>2.3. L'ÉTAT DOCUMENTAIRE DE RÉFÉRENCE PRIS EN COMPTE DANS LE RDS5</b>	
<b>2.4. DESCRIPTION SOMMAIRE.....</b>	<b>6</b>
<b>2.5. COUVERTURE DU RAPPORT DE SÛRETÉ.....</b>	<b>6</b>
<b>3. STRUCTURE DU RAPPORT DE SÛRETÉ EPR.....</b>	<b>7</b>
<b>3.1. PLAN DU RAPPORT DE SÛRETÉ EPR.....</b>	<b>7</b>
<b>3.2. CONTENU DU RAPPORT DE SÛRETÉ.....</b>	<b>8</b>
<b>3.3. STRUCTURE DES CHAPITRES PRÉSENTANT LES EXIGENCES DE SÛRETÉ9</b>	
<b>3.3.1. CHAPITRES EXIGENCES SÛRETÉ.....</b>	<b>9</b>
<b>3.3.2. CHAPITRE « ANALYSES DE SÛRETÉ ».....</b>	<b>9</b>
<b>3.4. LES RÉDACTEURS DU RAPPORT DE SÛRETÉ.....</b>	<b>10</b>





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.1

SECTION : -

PAGE : 2/10

STANDARD



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.1  
SECTION : -  
PAGE : 3/10  
STANDARD

## **1. INTRODUCTION ET DESCRIPTION GÉNÉRALE DE LA TRANCHE**

### **1.1. INTRODUCTION**

#### **1. CADRE RÉGLEMENTAIRE**

Le Rapport de Sûreté est une des pièces du dossier associée à la demande d'autorisation de mise en service d'une installation nucléaire de base. La demande d'autorisation de mise en service de l'INB 167 (Flamanville 3) est régie par les textes réglementaires suivants :

- L'article L. 593-6. II du code de l'environnement ;
- L'article 20 du décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 modifié, qui requiert six pièces réglementaires, dont le Rapport de Sûreté qui comporte la mise à jour du Rapport Préliminaire de Sûreté et les éléments permettant d'apprécier la conformité de l'installation réalisée avec les dispositions du DAC et avec les prescriptions de construction ;
- L'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base ;
- L'article 3 du décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3 (INB 167), comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche) qui précise que, l'autorisation de mise en service est accordée par l'Autorité de sûreté nucléaire au vue d'un dossier comportant la mise à jour du rapport préliminaire de sûreté, les Règles Générales d'Exploitation (RGE) et le Plan d'Urgence Interne (PUI), dossier qui doit être transmis au plus tard douze mois avant la date prévue pour le premier chargement en combustible nucléaire du réacteur.

Ce délai correspond au délai d'instruction des demandes de mise en service défini par l'article 4 du décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 modifié.

Ce Rapport de Sûreté répond aux exigences réglementaires qui sont applicables à l'installation. La conformité de l'installation vis à vis de ces exigences est démontrée (voir sous-chapitre 1.7).

## **2. OBJET DU RAPPORT DE SÛRETÉ**

### **2.1. LE CADRE RÉGLEMENTAIRE GÉNÉRAL**

Le présent Rapport de Sûreté (RDS) constitue la mise à jour du Rapport Préliminaire de Sûreté du réacteur EPR (European Pressurized water Reactor) de FLAMANVILLE 3. Il est soumis à l'Autorité de sûreté nucléaire en appui de la demande d'autorisation de mise en service de l'installation nucléaire de base (INB 167).

Conformément à l'article 20 du décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007, il comporte également « les éléments permettant d'apprécier la conformité de l'installation réalisée avec les dispositions du décret d'autorisation de création et avec les prescriptions de construction définies en application de l'article 18 ». Ce point est développé au paragraphe 2.3 ci après.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.1  
SECTION : -  
PAGE : 4/10  
STANDARD

## **2.2. LE CADRE RÉGLEMENTAIRE SPÉCIFIQUE**

Historiquement, le réacteur EPR a fait l'objet d'un avant projet détaillé entre EDF, les électriciens Allemands et AREVA NP. La conception de l'EPR résulte d'une approche évolutionnaire basée sur l'expérience accumulée par la construction et l'exploitation, en France et en Allemagne, de 80 tranches nucléaires. Elle prend en compte les orientations pour la « prochaine génération des réacteurs à eau sous pression » définies par les Autorités de sûreté françaises et allemandes en 1993.

L'EPR est dérivé des dernières générations des réacteurs construites en France (Réacteurs N4) et en Allemagne (Réacteurs Konvoi) et vise à intégrer l'expérience et les connaissances de sûreté acquises sur les réacteurs en exploitation. Les options de sûreté proposées bénéficient par ailleurs des résultats d'actions de recherche et développement (en particulier dans le domaine des accidents graves) dont les principaux résultats sont présentés dans le présent rapport de sûreté (voir sous chapitre 1.5).

Les principales options de sûreté de l'EPR ont été présentées aux Autorités de sûreté françaises et allemandes. Elles ont fait l'objet d'instructions techniques détaillées avec IPSN (Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire) et GRS (Gesellschaft für Anlagen-und Reaktorsicherheit) entre 1993 et 2000.

Les conclusions des Autorités de Sûreté suite à ces instructions ont fait l'objet des « Directives Techniques pour la conception et la construction de la nouvelle génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression ». Ces conclusions ont été officialisées par la lettre du 28 septembre 2004 de l'Autorité de sûreté nucléaire au Président d'Electricité de France par laquelle le Gouvernement a jugé les options de sûreté examinées satisfaisantes vis à vis de l'objectif fixé d'amélioration générale de la sûreté par rapport aux réacteurs en exploitation.

L'instruction par les services de l'Autorité de sûreté nucléaire s'est poursuivie durant la période de préparation des études détaillées. Elle a abouti à l'émission par EDF du Rapport Préliminaire de Sûreté en appui de la demande d'autorisation de création de l'INB 167 FA3. L'avis favorable de l'ASN rendu le 16 février 2007 suite à cette instruction a conduit à la publication du décret n°2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'INB 167 Flamanville 3 comportant un réacteur de type EPR sur le site de Flamanville.

Depuis l'obtention du DAC en 2007, l'instruction s'est poursuivie dans le cadre de la préparation du dossier de demande d'autorisation de mise en service. Cette préparation a conduit les services de l'ASN à émettre des demandes en vue de l'autorisation de mise en service de l'installation.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.1  
SECTION : -  
PAGE : 5/10  
STANDARD

De plus, en application de l'article 18 du décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007, l'Autorité de sûreté a fixé :

- Des exigences spécifiques à l'INB 167 (Flamanville 3) par décision ASN 2008-DC-114 du 26 septembre 2008 concernant sa conception et sa construction ;
- Des exigences spécifiques à l'INB 167 (Flamanville 3) par décision ASN 2013-DC-0347 du 7 mai 2013 concernant les essais de démarrage ;
- Des exigences spécifiques à l'INB 167 (Flamanville 3) par décisions ASN 2012-DC-0283 du 26 juin 2012 et 2014-DC-0403 du 21 janvier 2014 concernant les évaluations complémentaires de sûreté ;
- Des prescriptions de rejets pour le site de Flamanville par :
  - L'arrêté du 15 septembre 2010 portant homologation de la décision ASN 2010-DC-0188 fixant les limites de rejets dans l'environnement des effluents liquides et gazeux du site de Flamanville ;
  - La décision 2010-DC-0189 du 7 juillet 2010 fixant les modalités de prélèvement et de consommation d'eau et de rejets dans l'environnement des effluents liquides et gazeux du site de Flamanville.

Les Directives Techniques, les décisions, les demandes de l'Autorité de sûreté nucléaire et les « engagements » d'EDF formulés lors de ces différentes phases d'instruction du Projet sont prises en compte dans le présent rapport de sûreté (voir sous chapitre 1.6).

### **2.3. L'ÉTAT DOCUMENTAIRE DE RÉFÉRENCE PRIS EN COMPTE DANS LE RDS**

Conformément à l'article 20 du décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007, le Rapport de Sûreté associé à la demande de mise en service doit comporter « les éléments permettant d'apprécier la conformité de l'installation réalisée avec les dispositions du décret d'autorisation de création et avec les prescriptions de construction définies en application de l'article 18 ».

Le présent Rapport de Sûreté est établi sur la base de « l'état documentaire de référence ».

Le sous-chapitre 1.7 comporte les éléments d'appréciation de conformité de l'installation à « l'état documentaire de référence » avec :

- Les dispositions du décret 2007-534 du 10 avril 2007 d'autorisation de création de l'INB 167 (Flamanville 3) ;
- Les prescriptions de construction édictées par décision de l'ASN 2008-DC-114 du 26 septembre 2008, en application de l'article 18 du décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 ;
- Les prescriptions relatives aux essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) édictées par décision de l'ASN 2013-DC-0347 du 7 mai 2013 ;
- Les prescriptions de rejet pour le site de Flamanville qui font l'objet de l'arrêté du 15 septembre 2010 portant homologation de la décision ASN 2010-DC-0188 et la décision ASN 2010-DC-0189 du 7 juillet 2010 sur les modalités de prélèvement et de consommation d'eau et rejets des effluents liquides et gazeux du site ;
- Les prescriptions relatives aux Evaluations Complémentaires de Sûreté (ECS) édictées par les décisions de l'ASN 2012-DC-0283 du 26 juin 2012 et 2014-DC-0403 du 21 janvier 2014.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.1

SECTION : -

PAGE : 6/10

STANDARD

Par ailleurs, la conformité aux Directives Techniques EPR est également présentée dans le sous-chapitre 1.7.

## 2.4. DESCRIPTION SOMMAIRE

La tranche EPR comporte principalement :

- Un réacteur nucléaire à eau ordinaire sous pression à 4 boucles dimensionné pour une puissance thermique maximale cœur de 4500 MWth conformément à l'article 1 du décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 d'autorisation de création de l'INB 167 (Flamanville 3) ;
- Une installation de production d'énergie électrique dont la puissance unitaire de dimensionnement des équipements est d'environ 1675 MW électrique pour une puissance thermique maximale cœur de 4500 MWth ;
- Les circuits auxiliaires nécessaires et dimensionnés aux fonctionnements normal et accidentel ;

La puissance thermique de fonctionnement envisagée par EDF dans le cadre de la mise en service est de 4300 MWth. Conformément à l'article 2 du décret 2007-534 du 10 avril 2007 d'autorisation de création de l'INB 167 Flamanville 3, elle sera fixée par décision ASN au vu des résultats des essais de démarrage du réacteur.

## 2.5. COUVERTURE DU RAPPORT DE SÛRETÉ

Le Rapport de Sûreté traite à la fois des installations standardisées de la tranche dont la conception est valide quel que soit le site choisi en France et de l'adaptation au site.

Le sous chapitre 1.2 du Rapport de Sûreté identifie les ouvrages de l'EPR dont la conception est standard et ceux dont la conception est spécifique du site de FLAMANVILLE.

En complément, et pour des raisons de coûts et d'optimisation de l'installation, la notion de « sous standard bord de mer froide » est introduite dans la définition du référentiel grands chauds de l'EPR présenté au sous chapitre 3.3. Elle couvre l'implantation d'une tranche EPR en bord de Manche (du Nord de la France au Finistère).

Cette notion est utilisée pour le dimensionnement du circuit de refroidissement d'eau brute et des systèmes de ventilations des ouvrages et équipements standards.

D'un point de vue présentation du Rapport de Sûreté, il est mentionné dans l'encadré de chaque page en haut et à droite « STANDARD », « SOUS STANDARD BORD DE MER »<sup>1</sup> ou « FLAMANVILLE » selon les cas.

---

1. Simplification de « sous standard bord de mer froide » par soucis de lisibilité.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.1  
SECTION : -  
PAGE : 7/10  
STANDARD

Le Rapport de Sûreté contient les renseignements qui intéressent notamment la sûreté nucléaire, la radioprotection et les inconvénients de l'installation :

- la description du site et de son environnement (voir chapitres 1 et 2),
- la description de la tranche EPR incluant les principaux plans d'installations standardisés et/ou de site (voir chapitre 1),
- les caractéristiques principales de l'installation,
- les bases de conception des structures, systèmes et équipements participant au fonctionnement et au maintien de l'installation en état sûr,
- les conditions associées à la réalisation de ces structures, systèmes et équipements,
- la justification vis à vis de la sûreté du dimensionnement standard compte tenu des caractéristiques spécifiques du site et de son environnement,
- les règles d'analyse de sûreté et les études détaillées d'un certain nombre de transitoires enveloppes (voir sous-chapitres 3.3 et 3.4 et chapitres 15 et 19),
- une estimation des rejets d'effluents radioactifs et des conséquences radiologiques en fonctionnement normal et accidentel tenant compte de l'environnement du site (voir chapitres 2.8, 3.3.9, 3.4.9, 11, 15.3, 19.2.3, 19.1.4),
- l'objectif de dose collective et la mise en œuvre de la démarche d'optimisation de la radioprotection des travailleurs (voir chapitre 12),
- les risques « classiques » de l'installation dont les conséquences pourraient impacter l'environnement et ce, conformément à l'article 10 du décret n° 1557 du 2 novembre 2007 (voir sous-chapitre 3.8).

Les dispositions prises au niveau de la conception et au niveau de la qualité de réalisation doivent permettre d'exploiter l'installation dans le respect de la réglementation en vigueur pour les travailleurs, les personnes du public et l'environnement.

### **3. STRUCTURE DU RAPPORT DE SÛRETÉ EPR**

#### **3.1. PLAN DU RAPPORT DE SÛRETÉ EPR**

Le plan du Rapport de Sûreté EPR s'inspire de celui donné à titre indicatif au paragraphe II de l'annexe de l'instruction du 27 mars 1973 relative à l'application du décret n° 73.278 du 13 mars 1973. Il a été défini sur la base de celui du Basic Design Report version 99 (BDR 99) lui-même dérivé de la Réglementation Américaine NRC Regulatory Guide (RG) 1.70. Il prend en compte les chapitres spécifiques de la démarche de sûreté EPR notamment pour ce qui concerne la démarche de réduction du risque (catégorie de réduction du risque, RRC-A ou Accident Grave), la prise en compte des EPS (Etudes Probabilistes de Sûreté) et du Facteur Humain à la conception.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.1  
SECTION : -  
PAGE : 8/10  
STANDARD

En application des articles 10 et 20 du décret 2007-1557 et de la prescription technique INB167-6 formulée dans la décision ASN 2008-DC-0114, le présent rapport de sûreté procède à la mise à jour du RPS en intégrant les éléments suivants :

- Eléments de justifications et optimisation de la conception (voir compléments apportés au sous chapitre 3.1) ;
- Création d'un sous chapitre concernant la gestion et le transport des sources radioactives nécessaires au bon fonctionnement de l'installation (voir sous chapitre 12.6) ;
- Création d'un sous chapitre concernant le dimensionnement du PUI (voir sous chapitre 13.5) ;
- Création de sections relatives aux conséquences radiologiques des agressions internes et externes (voir sections 3.3.9 et 3.4.9) ;
- Création de sections relatives aux systèmes pour lesquels un classement fonctionnel de sûreté a été ajouté ;
- Création d'une section relative à l'étude des conditions d'accessibilité des locaux après un incident ou un accident (voir sous-chapitre 3.9) ;
- Création d'un sous-chapitre relatif au transport interne (voir sous-chapitre 12.7).

### **3.2. CONTENU DU RAPPORT DE SÛRETÉ**

Le Rapport de Sûreté comporte les éléments suivants :

- Une présentation des caractéristiques du site de FLAMANVILLE et de son environnement en matière de sûreté nucléaire ;
- Une description générale des installations et leurs principales caractéristiques ;
- Une estimation des conséquences radiologiques dans l'environnement pendant le fonctionnement normal de l'installation ;
- Les règles d'analyse de sûreté et les bases générales de conception des ouvrages, matériels et systèmes ;
- Une analyse de chaque système explicitant les dispositions retenues en matière de sûreté nucléaire en conformité avec les règles de sûreté ;
- Une description générale du fonctionnement d'ensemble de la tranche ;
- Les principes appliqués pour assurer la qualité de la conception, de la construction et des essais ;
- Les principes retenus concernant la réalisation des essais ;
- Les études d'incident et accident enveloppes et l'évaluation de leurs conséquences radiologiques potentielles ;
- Les dispositions prises à l'égard des situations accidentelles y compris accidents graves ainsi que vis à vis des agressions internes et externes ;
- Les principaux résultats de l'Etude Probabiliste de Sûreté ;
- Les dispositions prises à la conception vis à vis de la radioprotection incluant une évaluation prévisionnelle de dose collective, du contrôle des rejets radioactifs et du démantèlement de l'installation.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.1

SECTION : -

PAGE : 9/10

STANDARD

### **3.3. STRUCTURE DES CHAPITRES PRÉSENTANT LES EXIGENCES DE SÛRETÉ**

Le Rapport de Sûreté identifie les exigences de sûreté (prescriptif) par le biais d'un paragraphe spécifique placé en tête des chapitres concernés et numéroté « 0 ».

#### **3.3.1. Chapitres exigences sûreté**

Les exigences sûreté sont présentées dans les paragraphes 0 dont la rédaction se fait selon le plan type suivant :

- Contribution du système aux fonctions fondamentales de sûreté ;
- Fonctions de sûreté en découlant et devant être assurées par le système ;
- Critères fonctionnels associés ;
- Exigences relatives à la conception ;
- Exigences relatives aux essais.

Outre les chapitres numérotés « 0 », les chapitres suivants constituent des chapitres d'exigences de sûreté à part entière :

- Chapitre réglementation (voir section 1.7.0) ;
- Principes généraux de sûreté (voir sous-chapitre 3.1) ;
- Principes généraux de classement et exigences (voir section 3.2.1) ;
- Exigences relatives à la Fonction confinement et description fonctionnelle (voir section 6.2.1).

#### **3.3.2. Chapitre « Analyses de sûreté »**

La démonstration de la conformité de l'installation aux prescriptifs définis dans les chapitres exigences sûreté est réalisée via des chapitres dédiés aux « analyse sûreté ». Ces chapitres présentent la démonstration de sûreté sous la forme :

- Conformité à la réglementation ;
- Respect des critères fonctionnels ;
- Conformité aux exigences de conception.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.1

SECTION : -

PAGE : 10/10

STANDARD

### **3.4. LES RÉDACTEURS DU RAPPORT DE SÛRETÉ**

La rédaction du Rapport de Sûreté a été réalisée par :

- Côté EDF :
  - le Centre National d'Équipement Nucléaire (CNEN),
  - le Centre National d'Équipement de Production d'Electricité (CNEPE),
  - le Service Études et Projets Thermiques et Nucléaires (SEPTEN),
  - le Centre d'Expertise et d'Inspection dans les Domaines de la Réalisation et de l'Exploitation (CEIDRE),
  - la Direction de Projet Flamanville 3 (DP FA3),
  - le Centre Nucléaire de Production d'Electricité de Flamanville 3 (DPN/FA3),
  - la Division de l'Ingénierie du Parc, du Démantèlement et de l'Environnement (DIPDE),
  - la Direction Projets Déconstruction et Déchets (DP2D).
- Côté Chaudiériste :
  - La société AREVA NP.
- La filiale d'ingénierie d'EDF et d'AREVA NP : SOFINEL.

La coordination d'ensemble a été assurée par le Centre National d'Équipement Nucléaire (CNEN).



## **SOMMAIRE SOUS CHAPITRE 1.2**

### **1.2 - DESCRIPTION GÉNÉRALE DE LA TRANCHE**

**1.2.1 - PRÉSENTATION GÉNÉRALE DE LA TRANCHE**

**1.2.2 - DESCRIPTION GÉNÉRALE DE LA TRANCHE**

**1.2.3 - DESCRIPTION DES OUVRAGES**

**1.2.4 - DESCRIPTION DES PRINCIPAUX SYSTÈMES**

**1.2.5 - PRINCIPES GÉNÉRAUX D'EXPLOITATION**

**1.2.6 - LISTE DES EQUIPEMENTS ET INSTALLATIONS RELEVANT DE LA  
NOMENCLATURE ICPE**



## SOMMAIRE

<b>1.2. DESCRIPTION GÉNÉRALE DE LA TRANCHE .....</b>	<b>3</b>
<b>1.2.1. PRÉSENTATION GÉNÉRALE DE LA TRANCHE.....</b>	<b>3</b>
<b>1. PRÉSENTATION DU SITE.....</b>	<b>3</b>
<b>2. DESCRIPTION GÉNÉRALE DU SITE .....</b>	<b>4</b>
<b>2.1. DESCRIPTION D'ENSEMBLE .....</b>	<b>4</b>
<b>2.2. DESCRIPTION DES DEUX TRANCHES EN EXPLOITATION .....</b>	<b>4</b>
<b>2.3. DESCRIPTION DE LA TRANCHE EPR .....</b>	<b>4</b>
<b>2.3.1. PLAN MASSE DE LA TRANCHE EPR.....</b>	<b>4</b>
<b>2.3.2. IMPLANTATION DE LA TRANCHE 3 .....</b>	<b>4</b>
<b>2.3.3. LISTE DES OUVRAGES CONSTITUTIFS DE L'INB.....</b>	<b>5</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.1

PAGE : 2/5

FLAMANVILLE

**FIGURES :**

1.2.1 FIG 1 CARTE ROUTIÈRE NORD COTENTIN

1.2.1 FIG 2 CARTE AUTOUR DE LA ZONE DU SITE DE FLAMANVILLE 3



## **1.2. DESCRIPTION GÉNÉRALE DE LA TRANCHE**

### **1.2.1. PRÉSENTATION GÉNÉRALE DE LA TRANCHE**

#### **1. PRÉSENTATION DU SITE**

Le site du CNPE de Flamanville est situé en bordure de la Manche, sur la côte Nord-Ouest de la presqu'île du Cotentin sur les falaises granitiques du cap de Flamanville. Le site se trouve sur le territoire de la commune de Flamanville, canton des Pieux dans le département de la Manche à 1 km du port de Diélette et à 21 km de la ville de Cherbourg (voir 1.2.1 FIG 1 et 1.2.1 FIG 2).

Les villes et agglomérations avoisinantes les plus proches sont :

- à l'Est : Flamanville (1 km),
- à l'Est-Sud-Est : les Pieux (5 km),
- au Nord-Est : Cherbourg-Octeville (21 km).

Les données qui ont justifié fondamentalement l'implantation du CNPE de Flamanville ont été les suivantes :

- besoins en énergie électrique de la Basse-Normandie dont les centres gros consommateurs sont proches, d'une part, et de la Région Parisienne où les implantations sont plus difficiles, d'autre part,
- disponibilité de l'eau de mer pour le refroidissement des condenseurs, avec un brassage important assurant une bonne dilution des rejets due à la présence de courants marins forts,
- aspects favorables de la géologie du site, à savoir la bonne qualité du rocher pour les fondations et la proximité immédiate des fonds marins,
- réserves foncières disponibles et bonne acceptation de la part de la région.

Le site est prévu pour recevoir quatre tranches nucléaires.

Une étude d'impact générale prévue initialement pour la construction et le fonctionnement de quatre tranches a été réalisée et soumise à enquête publique (du 5 novembre au 16 décembre 1976) dans le cadre de la procédure de Déclaration d'Utilité Publique (DUP). La DUP a été prononcée par décret du 22 décembre 1977 pour les quatre tranches.

Actuellement, le CNPE de Flamanville est constitué de deux tranches ayant chacune une puissance d'environ 1300 MW.

Les mises en service industrielles des deux tranches du CNPE de Flamanville ont été prononcées en décembre 1986 pour la tranche 1 (INB n°108) et en mars 1987 pour la tranche 2 (INB n°109).

Le site de Flamanville étant prévu pour accueillir quatre tranches, la plate-forme et les accès routiers sont déjà réalisés.



## **2. DESCRIPTION GÉNÉRALE DU SITE**

### **2.1. DESCRIPTION D'ENSEMBLE**

Le site, situé en bordure de mer, a été constitué par déroctage partiel de la falaise coté Est et remblaiement sur la mer coté Ouest. Il représente environ 120 ha, dont la moitié en emprise sur la mer.

### **2.2. DESCRIPTION DES DEUX TRANCHES EN EXPLOITATION**

Les tranches 1 et 2 actuellement en exploitation ont été réalisées selon le standard du palier 1300 MW – train P4 pour ce qui concerne la partie nucléaire et le standard du palier 1300 MW – train P'4 pour ce qui concerne la partie classique (salle des machines).

Elles sont installées sur une plate-forme à + 12,40 mNGF faisant face à la mer et réalisée par excavation de la falaise (voir 1.2.2 FIG 1).

Chacune de ces 2 tranches comporte principalement :

- un bâtiment réacteur abritant la chaudière,
- un bâtiment combustible,
- un bâtiment des auxiliaires nucléaires,
- un poste de transformation et d'évacuation de l'énergie,
- une salle des machines avec le poste d'eau,
- une station de pompage,
- un bâtiment de traitement des effluents.

Les tranches 1 et 2 utilisent des ouvrages communs :

- une station de déminéralisation,
- des ouvrages d'eau (prise d'eau, chenal de prise, rejet...),
- des locaux administratifs, ateliers, magasins, laverie dénommés bâtiment « H » dans ce qui suit.

### **2.3. DESCRIPTION DE LA TRANCHE EPR**

#### **2.3.1. Plan masse de la tranche EPR**

Voir figure 1.2.3.2 FIG 1.

#### **2.3.2. Implantation de la tranche 3**

La tranche 3 du CNPE de FLAMANVILLE constitue une installation nucléaire de base (INB) au sens du décret n°2007-830 du 11 mai 2007.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2  
SECTION : 1.2.1  
PAGE : 5/5  
FLAMANVILLE

L'autorisation de création de la tranche 3 de type EPR sur le site Flamanville a fait l'objet du décret n°2007-534 du 10 avril 2007.

Ce décret d'autorisation a été complété par des décisions ASN, notamment les décisions portant sur les prélèvements et les rejets des effluents dans l'environnement (décisions 2010-DC-0188 et 2010-DC-0189 du 7 juillet 2010), celle relative à la conception et à la construction (décision 2008-DC-01114 du 26 septembre 2008) ainsi que celle relative aux essais de démarrage (décision 2013-DC-0347 du 7 mai 2013).

La troisième unité est implantée à côté de l'unité 2, sans modifier les périmètres des installations existantes (voir 1.2.3.2 FIG 1).

La tranche 3, d'une surface au sol d'environ 50500 m<sup>2</sup>, est implantée au plus près au nord de la tranche 2. L'ensemble de l'îlot Nucléaire est implanté côté Est (côté falaise) sur le rocher sain. Son bâtiment réacteur est aligné sur l'axe des bâtiments réacteurs tranches 1-2.

### **2.3.3. Liste des ouvrages constitutifs de l'INB**

Les ouvrages sont repérés sur les figures jointes selon la codification donnée entre parenthèses.

Ces ouvrages sont les suivants :

- Le bâtiment du réacteur (HR ou BR) qui abrite principalement la chaudière nucléaire,
- Le bâtiment des auxiliaires de sauvegarde et le bâtiment électrique répartis en quatre divisions contenant chacune un train de systèmes de sauvegarde avec systèmes électriques de support (HLA/HLF, HLB/HLG, HLH/HLC, HLI/HLD ou BAS- BL divisions 1 à 4),
- Le bâtiment combustible (HK ou BK),
- Le bâtiment des auxiliaires nucléaires (HN ou BAN),
- Les bâtiments diesels (HDA, HDB, HDC, HDD ou BD),
- Le bâtiment de traitement des effluents et d'entreposage des coques (HQA et HQB ou BTE),
- La salle des machines, (HM ou SDM), avec le turbo-alternateur, le condenseur, le poste d'eau alimentaire,
- Le bâtiment électrique de l'îlot conventionnel aussi appelé bâtiment électrique non classé (HF ou BLNC),
- La plate-forme d'évacuation d'énergie (HT ou TP-TS) et d'alimentation des auxiliaires (HJ),
- La tour d'accès (HW),
- La station de pompage (HP ou SDP) avec les bassins de pré-rejet (HCB) et de rejet (HCA),
- Le pôle opérationnel d'exploitation (HB ou POE),
- Les plate-formes de stockage gaz (HZH et HZO),
- Le bâtiment de traitement et de collecte des eaux de site (HX),
- Les abris du banc LYS mobile de décharge des batteries de l'IN (HFP et HFS),
- Le bâtiment local bore (HKB).

Les installations classées ICPE sont détaillées en section 1.2.6.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.1

FIGURE : 1  
PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.1 FIG 1 : CARTE ROUTIÈRE NORD COTENTIN





1.2.1 FIG 2 : CARTE AUTOUR DE LA ZONE DU SITE DE FLAMANVILLE 3





## SOMMAIRE

<b>1.2.2.DESCRPTION GÉNÉRALE DE LA TRANCHE .....</b>	<b>3</b>
<b>1. HYPOTHÈSES GÉNÉRALES .....</b>	<b>3</b>
<b>1.1. GÉNÉRALITÉS .....</b>	<b>3</b>
<b>1.2. NIVEAU DE LA PLATE-FORME.....</b>	<b>3</b>
<b>1.3. VOIES D'ACCÈS ET VOIRIES DU SITE DE FLAMANVILLE.....</b>	<b>3</b>
<b>1.4. AUTRES AMÉNAGEMENTS .....</b>	<b>3</b>
<b>2. IMPLANTATION DES BÂTIMENTS.....</b>	<b>4</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.2

PAGE : 2/4

STANDARD

**FIGURES :**

1.2.2 FIG 1 [ ]

## **1.2.2.DESCRPTION GÉNÉRALE DE LA TRANCHE**

### **1. HYPOTHÈSES GÉNÉRALES**

#### **1.1. GÉNÉRALITÉS**

La tranche 3 est implantée au plus près de la tranche 2.

L'entre-axes des tranches 2 et 3 est de 175 m. Cet entre-axes est supérieur à celui des tranches 1 et 2 (l'entre-axes des tranches 1 et 2 est de 152 m). Cet entre-axes plus important se justifie en particulier par :

- des dimensions plus importantes des bâtiments,
- l'implantation dans cette inter-tranches des plates-formes des transformateurs des deux tranches.

La figure 1.2.2. FIG 1 présente une vue d'ensemble du site et une nomenclature des bâtiments.

#### **1.2. NIVEAU DE LA PLATE-FORME**

Le niveau moyen de la plate-forme de la tranche 3 est calé 10 cm en dessous du niveau 0,00 m des bâtiments afin d'éviter les risques d'inondation des bâtiments depuis la plate-forme.

Le niveau 0,00 m des bâtiments correspond au niveau + 12,40 mNGF.

#### **1.3. VOIES D'ACCÈS ET VOIRIES DU SITE DE FLAMANVILLE**

L'accès principal au site se fait par le sud, par l'accès aux tranches 1 et 2. Une route périphérique interne au site dessert l'ensemble des tranches. Passant à l'Est en pied de falaise, longeant au Nord la clôture du site, elle redescend en bord de mer entre les salles des machines et les stations de pompage. Elle permet l'accès à toutes les tranches du site.

Cette route entoure le pôle opérationnel d'exploitation et le bâtiment laverie/ atelier chaud/ atelier de décontamination des tranches 1 et 2 sur toutes leurs faces.

En plus de la voie périphérique à l'ensemble du site, des voiries d'accès aux différents ouvrages permettent l'acheminement des équipements et la maintenance.

Un second accès au site se trouve au nord de la tranche 3, matérialisé par le Poste d'Accès secondaire Nord. Ce dernier est desservi par une double voie d'accès qui longe le parking.

#### **1.4. AUTRES AMÉNAGEMENTS**

On trouve en sous-sol du site le réseau de terre, les voiries et réseaux divers (VRD) et les galeries de liaison entre les ouvrages représentées sur la figure 1.2.3.2 FIG 2.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2  
SECTION : 1.2.2  
PAGE : 4/4  
STANDARD

Un rideau étanche ceinture sur deux côtés la plate-forme de la tranche 3 en longeant la tranche 2 côté sud et côté nord le contour extérieur de la fouille de la tranche 4 excavée lors des travaux de 1993.

Un bouchon étanche est aménagé au droit du bâtiment de collecte et de traitement des eaux de site (au nord de la plate-forme) de façon à isoler le chenal des tranches 1 à 3 de l'emprise de la fouille d'une éventuelle tranche 4.

## **2. IMPLANTATION DES BÂTIMENTS**

Les ouvrages sont implantés suivant un axe est — ouest matérialisé par le bâtiment réacteur (à l'est) et la salle des machines (à l'ouest). L'implantation générale des bâtiments est présentée ci-après et complétée pour chacun des bâtiments dans la section 1.2.3.2.

Les bâtiments de l'îlot nucléaire se répartissent autour du bâtiment réacteur :

- les auxiliaires de sauvegarde et le bâtiment combustible contre le bâtiment réacteur,
- les bâtiments diesels de part et d'autre du bâtiment réacteur,
- les bâtiments des auxiliaires nucléaires et de traitement des effluents au nord,
- la tour d'accès au nord-ouest.

Le pôle opérationnel d'exploitation est situé au nord de la salle des machines.

Les ouvrages d'eau (station de pompage et ouvrages de rejet) sont situés à l'ouest de la plate-forme contre le canal d'amenée.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2      SECTION : 1.2.2  
FIGURE : 1  
PAGE : 1/1      STANDARD

1.2.2 FIG 1 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOMMAIRE  
SOUS-CHAP : 1.2.3

**SOMMAIRE SOUS CHAPITRE 1.2.3**

**1.2.3 - DESCRIPTION DES OUVRAGES**

**1.2.3.1 - CRITÈRES D'IMPLANTATION ET D'INSTALLATION DES OUVRAGES**

**1.2.3.2 - CARACTÉRISTIQUES DES BÂTIMENTS**



## SOMMAIRE

<b>1.2.3.DESCRPTION DES OUVRAGES .....</b>	<b>3</b>
<b>1.2.3.1.CRITÈRES D'IMPLANTATION ET D'INSTALLATION DES OUVRAGES .....</b>	<b>3</b>
<b>1. GÉNÉRALITÉS.....</b>	<b>3</b>
<b>2. RÈGLES D'IMPLANTATION ET D'INSTALLATION LIÉES AUX</b>	
<b>AGRESSIONS .....</b>	<b>3</b>
<b>2.1. RÈGLES LIÉES AUX AGRESSIONS EXTERNES .....</b>	<b>3</b>
<b>2.1.1. PRINCIPALES RÈGLES CONCERNANT LE SÉISME .....</b>	<b>3</b>
<b>2.1.2. PRINCIPALES RÈGLES CONCERNANT [ ] .....</b>	<b>4</b>
<b>2.1.3. PRINCIPALES RÈGLES CONCERNANT L'INONDATION .....</b>	<b>4</b>
<b>2.2. RÈGLES LIÉES AUX AGRESSIONS INTERNES .....</b>	<b>4</b>
<b>3. RÈGLES D'IMPLANTATION ET D'INSTALLATION DES ÉQUIPEMENTS.....</b>	<b>4</b>
<b>4. RÈGLES D'IMPLANTATION ET D'INSTALLATION LIÉS À LA</b>	
<b>RADIOPROTECTION .....</b>	<b>5</b>
<b>5. RÈGLES D'IMPLANTATION ET D'INSTALLATION LIÉES AUX ACCÈS.....</b>	<b>5</b>
<b>5.1. RÈGLES LIÉES À L'INCENDIE .....</b>	<b>5</b>
<b>5.2. RÈGLES LIÉES AUX ISSUES DE SECOURS ET AUX ZONES PROTÉGÉES. </b>	<b>6</b>





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.1

PAGE : 2/6

STANDARD

## **1.2.3.DESCRPTION DES OUVRAGES**

### **1.2.3.1.CRITÈRES D'IMPLANTATION ET D'INSTALLATION DES OUVRAGES**

#### **1. GÉNÉRALITÉS**

Pour l'implantation et l'installation des ouvrages, les aspects principaux suivants ont été pris en compte :

- Les exigences de sûreté qui figurent dans les réglementations en vigueur,
- Le respect des critères de conception, en particulier vis-à-vis des agressions internes et externes,
- Le respect des contraintes techniques et environnementales, en accord avec la réglementation en vigueur (refroidissement, rejet d'effluents, redondance, séparation géographique...),
- L'autonomie de la tranche au regard des équipements auxiliaires (fourniture de vapeur auxiliaire, d'air comprimé, de gaz...),
- Les impositions de sécurité, y compris incendie (sectorisation feu, réseau incendie, issues de secours...), distances de sécurité, et évacuations,
- Les critères de radioprotection y compris la séparation des zones contrôlées et non contrôlées.

#### **2. RÈGLES D'IMPLANTATION ET D'INSTALLATION LIÉES AUX AGRESSIONS**

##### **2.1. RÈGLES LIÉES AUX AGRESSIONS EXTERNES**

Les exigences, les bases de conception et l'analyse de sûreté associées aux agressions externes sont présentées dans le sous-chapitre 3.3 (Protection contre les agressions externes).

##### **2.1.1. Principales règles concernant le séisme**

La ruine d'un bâtiment non classé C1 ne doit pas avoir d'impact sur un bâtiment C1 :

- pour y parvenir il convient d'espacer suffisamment les bâtiments,
- lorsque des contraintes techniques ou environnementales ne permettent pas la mise en place d'un espacement suffisant il convient alors de dimensionner au séisme le bâtiment non classé C1 (celui-ci est alors classé SC2).

Par exemple la salle des machines ne doit pas agresser les bâtiments des auxiliaires de sauvegarde et les bâtiments électriques. La salle des machines est donc classée SC2.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.1

PAGE : 4/6

STANDARD

### 2.1.2. Principales règles concernant [ ]

Pour garantir les fonctions des équipements classés F1A et F1B [ ] des dispositions sont prises au niveau de l'implantation des bâtiments :

- [ ]
- [ ]

### 2.1.3. Principales règles concernant l'inondation

Pour se prémunir du risque lié à l'inondation externe, les bâtiments sont implantés sur une plate-forme dont le niveau est calé au dessus du niveau des plus hautes eaux de sécurité. L'étanchéité à l'eau est également assurée pour les infrastructures des bâtiments.

## 2.2. RÈGLES LIÉES AUX AGRESSIONS INTERNES

Les agressions internes (Cf. sous-chapitre 3.4 (Protection contre les agressions internes)) ne se propagent pas d'un train de sûreté à un autre. Un critère de séparation géographique et/ou physique est retenu.

Par exemple, les propagations d'incendie ou d'inondation interne sont évitées par des dispositions constructives sur les éléments assurant une séparation physique : mise en oeuvre de dispositifs d'étanchéité ou matériaux coupe-feu pour le calfeutrement des trémies.

Des dispositions sont également prises pour que ces agressions ne se propagent pas de l'îlot conventionnel à l'îlot nucléaire (par exemple risque missile turbine).

## 3. RÈGLES D'IMPLANTATION ET D'INSTALLATION DES ÉQUIPEMENTS

L'implantation et l'installation des équipements déterminent la conception des bâtiments à partir des critères suivants :

- réduction des longueurs de raccordement,
- exigences liées aux conditions de fonctionnement des équipements (par exemple NPSH pour l'implantation des pompes),
- activité des circuits.

Dans le cas de la piscine de désactivation, l'implantation de celle-ci est déterminante pour la conception du bâtiment réacteur et du bâtiment combustible.

Son implantation :

- permet le chargement des conteneurs de combustibles,
- permet l'inspection et la réparation des assemblages combustibles usés,
- permet l'entreposage du combustible usé en dehors du bâtiment réacteur,
- permet le transfert pour l'évacuation du combustible usé.



## **4. RÈGLES D'IMPLANTATION ET D'INSTALLATION LIÉS À LA RADIOPROTECTION**

Les exigences de radioprotection permettent de réduire l'exposition du personnel pendant les opérations d'exploitation, d'inspection en service et de maintenance. Le chapitre 12 décrit le remontage des doses EPR par rapport à cet objectif. Cet objectif amène les critères suivants qui affectent l'agencement intérieur des bâtiments :

- Les équipements sont disposés selon leurs besoins d'accessibilité et les niveaux de radiation dans des compartiments séparés (réservoirs/échangeurs de chaleur - pompes - soupapes),
- Le cheminement du personnel se fait des zones à niveau de radiation plus faible vers des zones à niveau de radiation plus élevé.

## **5. RÈGLES D'IMPLANTATION ET D'INSTALLATION LIÉES AUX ACCÈS**

### **5.1. RÈGLES LIÉES À L'INCENDIE**

L'implantation des bâtiments doit permettre l'accès des services d'incendie et de secours et la mise en œuvre des moyens d'intervention.

A cet effet, l'implantation des bâtiments permet :

- La présence de voies permettant l'accès des engins :
  - Largeur minimale hors bande de stationnement de 3,5 m,
  - Rayon intérieur de giration de 11 m avec, dans les virages de rayon intérieur R inférieur à 50 m, une augmentation de la largeur des voies définie par la relation  $S = 15/R$ ,
  - Hauteur libre de 3,5 m,
  - Pente maximale de 15%.
- La présence de voies échelles (section de voies utilisable pour la mise en station des échelles aériennes) de caractéristiques similaires aux voies engins complétées et modifiées comme suit :
  - Longueur minimale : 10 m,
  - Largeur libre minimale de la chaussée : 4 m,
  - Pente maximale : 10%.

Les accès aux bâtiments classés C1 sont assurés par deux voies indépendantes.

La limitation de l'extension d'un incendie est obtenue en découpant les bâtiments en volumes de feu qui utilisent les principes de séparation physique ou géographique. Ce découpage est détaillé dans la section 3.4.7.2.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.1

PAGE : 6/6

STANDARD

## **5.2. RÈGLES LIÉES AUX ISSUES DE SECOURS ET AUX ZONES PROTÉGÉES**

Un axe de dégagement est défini dans toutes les parties de la construction permettant l'évacuation des occupants (notamment issues de secours, cages d'escalier...).

Les axes de dégagement sont de deux types :

- axes de dégagement protégés, constituant des zones de passage protégées des effets du feu,
- axes de dégagement dits « normaux » ou « non protégés » : axes de circulation à l'intérieur d'un local conduisant à un axe de dégagement protégé.

D'après la Réglementation Française relative aux conditions de travail (Code du Travail) :

- la distance de cheminement vers une issue de secours (distance entre un poste de travail et un couloir, un escalier ou une cage d'escalier de secours protégé ou l'extérieur) ne doit pas dépasser 40 m, sauf si des dispositions spécifiques sont prises. Tous les locaux où cette distance est dépassée ont été identifiés. Cela ne concerne qu'un nombre limité de zones (comme l'accès au pont polaire ou l'accès à certaines galeries techniques qui reste exceptionnel). L'acceptabilité des écarts identifiés est examinée au cas par cas en tenant compte des dispositifs mis en place pour atteindre un lieu sécurisé.
- pas de voie sans issue (cul-de-sac) de plus de 10 m.
- le débouché au niveau du rez-de-chaussée d'un escalier doit s'effectuer à moins de 20 m d'une sortie sur l'extérieur.

Les dimensions minimales de passage (largeur utile exprimée en unité de passage : UP) sont calculées en fonction du nombre de personnes appelées à y circuler et des moyens de secours susceptibles d'y être utilisés.

Les issues de secours protégées sont mises en surpression par rapport aux locaux susceptibles d'être sinistrés et sont séparées des zones non protégées par des portes coupe-feu étanches aux fumées.

Les issues de secours transitent par des cages d'escalier protégées et/ou des passages protégés.

Les cages d'escaliers protégées constituant un dégagement principal sont conçues selon les exigences suivantes :

- dimensions des cages d'escaliers et palier permettant le passage d'un brancard standard,
- mise en place d'accès dédiés pour les niveaux au-dessus de la plate-forme et les niveaux au dessous de la plate-forme (rupture de continuité).

Des issues de secours secondaires sont prévues :

- soit sous forme de cage d'escaliers,
- soit sous forme d'échelle, si cela est acceptable en termes de nombre de personnes prévues dans la zone ou l'étage concerné.



## **1.2.3.2. CARACTÉRISTIQUES DES BÂTIMENTS**

Dans cette section, le repérage des bâtiments est spécifique à la tranche standard et ne dépend pas du repérage du site. Il est calé selon un axe Nord-Sud dans le sens longitudinal de la salle des machines ; celle-ci indiquant le Nord du repère.

Les niveaux mentionnés ci-après sont donnés par rapport au niveau  $\pm 0,00$  m, c'est à dire + 12,40 m NGF (pour mémoire le niveau moyen de la plate-forme est + 12,30 m NGF, Cf. section 1.2.2).

Le plan masse de la tranche 3 est présenté en figure 1.2.3.2 FIG 1.

Les figures présentées en annexe sont données à titre informatif et ne sont pas des données d'exécution.

### **1. LISTE DES BÂTIMENTS STANDARDS ET DE SITE**

#### **1.1. LISTE DES BÂTIMENTS STANDARDS**

La liste des bâtiments standards est la suivante :

- le bâtiment réacteur (HR),
- les quatre bâtiments des auxiliaires de sauvegarde et les quatre bâtiments électriques (HL),
- le bâtiment combustible (HK),
- le bâtiment des auxiliaires nucléaires (HN),
- la tour d'accès (HW),
- les bâtiments diesels (HD),
- le bâtiment local bore (HKB),
- les abris du banc LYS mobile de décharge des batteries de l'IN (HFP et HFS),
- la salle des machines avec le turbo-alternateur, le condenseur, le poste d'eau alimentaire (HM),
- le bâtiment électrique non classé (HF).

Ces bâtiments font partie de l'îlot nucléaire sauf les deux derniers bâtiments cités qui font partie de l'îlot conventionnel.

#### **1.2. LISTE DES BÂTIMENTS DE SITE**

La liste des bâtiments de site est la suivante :

- la station de pompage (HP),
- les bâtiments de traitement des effluents (HQA et HQB),
- l'ouvrage de rejet (HC),
- la plate-forme d'évacuation d'énergie et d'alimentation des auxiliaires (HT),

- le pôle opérationnel d'exploitation (HB),
- le stockage gaz (HZ),
- le bâtiment de traitement et de collecte des eaux de site (HX),
- l'unité de dessalement (HY),
- la bache d'eau déminéralisée,
- les baches de stockage des effluents,
- les galeries (HG),
- l'aire TFA.

## **2. BÂTIMENTS STANDARDS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE**

Les vues en plan et coupes des principaux bâtiments standards de l'îlot nucléaire sont fournies en 1.2.3.2 FIG 3 à 1.2.3.2 FIG 18.

### **2.1. RADIER COMMUN**

Le radier commun est un ouvrage à part entière permettant un comportement homogène de l'ensemble des bâtiments qu'il supporte (notamment sous séisme). Voir section 3.5.5.

#### **2.1.1. Implantation**

Les ouvrages sur le radier commun sont implantés au Sud de la plate forme entre la salle des machines (côté mer) et la falaise.

Ce radier a approximativement la forme d'une croix inscrite dans un rectangle de [ ]. Il a une surface de [ ].

La sous face de ce radier est située au niveau [ ] pour une épaisseur maximale (sous le bâtiment réacteur) d'environ [ ].

#### **2.1.2. Description**

Les bâtiments de l'îlot nucléaire reposant sur le radier commun sont listés ci-après :

- le bâtiment réacteur (HR),
- les 4 bâtiments des auxiliaires de sauvegarde et électriques (HL 1 à 4),
- le bâtiment combustible (HK).

Ces bâtiments constituent un ensemble monolithique, les voiles et planchers des bâtiments périphériques étant liaisonnés à l'enceinte externe du bâtiment réacteur en infrastructure.

Une galerie circulaire, appelée "galerie de précontrainte", est aménagée en sous-face du radier, au droit du bâtiment réacteur, pour permettre la mise en tension des câbles verticaux de précontrainte de l'enceinte interne. Cette galerie est indépendante du radier commun.

## 2.2. LA COQUE AVION

[ ]

## 2.3. LE BÂTIMENT RÉACTEUR

Le bâtiment réacteur est fondé sur le radier commun, [ ].

Le bâtiment réacteur est de forme cylindrique avec un diamètre extérieur de [ ](Voir section 3.5.3).

### 2.3.1. Description

#### 2.3.1.1. Généralités

Le bâtiment réacteur se compose pour l'essentiel :

- des enceintes interne et externe contribuant au confinement des locaux et à la protection contre les agressions externes,
- des structures internes assurant le maintien et le confinement des équipements du circuit primaire,
- du radier des structures internes intégrant des capacités en eau.

Ces éléments et les équipements associés sont décrits dans les paragraphes ci-après.

#### 2.3.1.2. Les enceintes de confinement

Les enceintes de confinement englobent l'ensemble des structures internes. Elles se composent d'une paroi interne cylindrique en béton précontraint et d'une paroi externe en béton armé séparées par un espace appelé espace entre enceintes. Une peau d'étanchéité métallique revêt la face interne de l'enceinte interne (le liner de l'enceinte interne).

#### 2.3.1.3. Les structures internes — Circuit primaire

L'installation du circuit primaire de l'EPR est caractérisée par les paramètres suivants :

- Emplacement symétrique des piquages des branches chaudes et froides sur la cuve du réacteur,
- Pressuriseur situé dans une zone distincte,
- Supportages verticaux des pompes primaires et des générateurs de vapeur,
- Paroi de béton entre les boucles et entre les branches chaudes et froides de chaque boucle afin de protéger l'ensemble des modes communs,
- Paroi de béton (mur secondaire de protection) autour du circuit primaire [ ].

L'installation du circuit primaire est présentée au sous-chapitre 5.1.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2  
SECTION : 1.2.3.2  
PAGE : 4/17  
FLAMANVILLE

#### **2.3.1.4. Dispositions d'atténuation des conséquences d'accidents graves**

Le bâtiment comprend, au niveau du radier des structures internes, un dispositif de récupération et de refroidissement du corium (amalgame résultant de la fonte du coeur et de la cuve). Ce dispositif est destiné en cas d'accident grave à éviter la dégradation du radier du bâtiment réacteur. D'une surface de [ ], cette « zone d'étalement du corium » est disposée à côté de la base du puits de cuve. Elle est décrite plus en détail dans la section 6.2.6.

#### **2.3.1.5. Réservoir de stockage des piscines (IRWST)**

Le réservoir de stockage de l'eau des piscines qui sert également de réserve d'eau en cas d'accident, est situé au niveau du radier des structures internes, entre le puits de cuve et la jupe des structures internes au niveau inférieur.

Les principales caractéristiques de ces réservoirs sont les suivantes :

- Volume d'eau en exploitation normale : environ [ ],
- Capacité d'eau en arrêt de tranche : environ [ ].

#### **2.3.1.6. L'espace annulaire**

Cette zone s'étend de manière radiale entre la jupe des structures internes et l'intrados de l'enceinte interne et verticalement entre le radier et le plancher de service. Cet espace annulaire est essentiellement une zone de circulation pour le personnel. Elle permet d'accéder aux différents locaux. Elle est également utilisée par les tuyauteries et les chemins de câbles pour une distribution de la périphérie vers l'intérieur du bâtiment réacteur.

#### **2.3.1.7. Pont polaire**

Le pont polaire domine l'ensemble des structures internes. Il est implanté au niveau [ ]. La voie de roulement du pont polaire est fixée sur des consoles, elles même fixées sur des platines intégrées au revêtement métallique de l'enceinte.

### **2.3.2. Accès**

#### **2.3.2.1. Accessibilité pendant la phase « fonctionnement »**

[ ]

- [ ]
- [ ]

Des détails concernant la séparation de ces deux compartiments sont fournis au sous-chapitre 12.3.

#### 2.3.2.2. Accès au bâtiment réacteur

Le bâtiment réacteur dispose de [ ]

- [ ]
- [ ]

Le tampon d'accès matériel (TAM), qui permet entre autres l'introduction des gros composants du circuit primaire, est situé au niveau [ ]

#### 2.3.2.3. Accès à l'espace entre enceintes

[ ]

- [ ]
- [ ]

Ils sont situés de manière à faciliter l'accès aux équipements (traversées, chemins de câbles, etc.).

[ ]

## 2.4. LES BÂTIMENTS DES AUXILIAIRES DE SAUVEGARDE ET ÉLECTRIQUES

### 2.4.1. Implantation

Les quatre divisions des bâtiments auxiliaires de sauvegarde et électriques sont encastrées sur l'enceinte externe du bâtiment réacteur jusqu'au niveau [ ]. Il en est de même sur le reste de la hauteur des divisions 1 et 4. En revanche, les divisions 2 et 3 sont découplées de l'enceinte externe du bâtiment réacteur à partir du niveau [ ]. Les divisions 1, 2-3 et 4 se répartissent respectivement à [ ].

L'emprise au sol de ces bâtiments est de l'ordre de [ ] pour les divisions 1 et 4, et de l'ordre de [ ] pour l'ensemble constitué des divisions 2 et 3. Les toitures de ces bâtiments sont au niveau [ ]

### 2.4.2. Description

Ces bâtiments abritent les systèmes classés de sûreté dédiés au bâtiment réacteur. Ces systèmes sont majoritairement conçus selon une quadruple redondance, chaque train étant situé dans des divisions physiquement distinctes (HLA/F, HLB/G, HLC/H, HLD/I), chacune de ces divisions abrite une zone mécanique et une zone électrique.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2  
SECTION : 1.2.3.2  
PAGE : 6/17  
FLAMANVILLE

#### **2.4.2.1. Casemates VVP et ARE**

Une disposition 2 par 2 a été aménagée avec les lignes des divisions 1 et 2 débouchant dans les casemates dans les niveaux supérieurs du HL1 et les lignes des divisions 3 et 4 dans celles des niveaux supérieurs du HL4. Ces casemates, constituées de voiles épais en béton armé, protègent entre autres ces lignes contre les agressions externes. Les compartiments des vannes d'eau alimentaire sont séparés des compartiments des vannes vapeur.

#### **2.4.2.2. Zone mécanique**

Chaque division contient une partie mécanique dédiée aux circuits de sauvegarde (RIS, ASG et leurs systèmes supports) ainsi que, pour les divisions 1 et 4, au circuit de refroidissement ultime de l'enceinte (EVU).

Le troisième train PTR est situé [ ].

#### **2.4.2.3. Zone Electrique, Contrôle-Commande et Chauffage, Ventilation, Climatisation d'air**

Les systèmes électriques de sûreté, le contrôle commande (CC), la salle de commande, ainsi que les systèmes liés au chauffage, à la ventilation et à la climatisation d'air des divisions sont disposés dans [ ]

Les équipements électriques et de contrôle commande sont installés à [ ]. Les entreponts de câblage sont situés au niveau [ ]. La salle de commande est installée dans la [ ]

La station de repli est située [ ]

Les systèmes de chauffage, de ventilation et de climatisation d'air de la salle de commande et des salles annexes sont situés au [ ]

#### **2.4.3. Accès**

L'accès pour le personnel [ ]

[ ]

L'accès à la zone contrôlée des bâtiments des auxiliaires de sauvegarde se fait par la tour d'accès au niveau [ ]

L'accès principal à la zone radiologique non-contrôlée des bâtiments électriques se fait au niveau [ ]. L'accès à la salle de commande se fait par [ ].

L'accès direct depuis l'extérieur au niveau [ ]

[ ]

Un accès au bâtiment réacteur est possible [ ]

Un accès à l'espace entre enceintes est possible [ ]



## **2.5. LE BÂTIMENT COMBUSTIBLE**

### **2.5.1. Implantation**

Le bâtiment combustible est positionné [ ]

Le bâtiment combustible a une emprise au sol d'environ [ ], à laquelle viennent s'ajouter l'extension du bâtiment combustible [ ], dite "extension HK", et la tour de manutention [ ]

Sa toiture (hors extension) est au niveau [ ]

Les infrastructures du bâtiment sont encastrées sur l'enceinte externe du bâtiment réacteur.

### **2.5.2. [ ]**

[ ]

### **2.5.3. [ ]**

[ ]

## **2.6. LE BÂTIMENT DES AUXILIAIRES NUCLÉAIRES**

### **2.6.1. Implantation**

Le bâtiment des auxiliaires nucléaires est implanté [ ]

L'emprise au sol de ce bâtiment est de [ ]

### **2.6.2. Description**

#### **2.6.2.1. Généralités**

Le bâtiment des auxiliaires nucléaires abrite des systèmes d'exploitation et des zones de maintenance. Ces principaux systèmes sont précisés dans le paragraphe ci-après.

#### **2.6.2.2. Principaux systèmes**

Les principaux systèmes installés dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires sont les suivants :

[ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2  
SECTION : 1.2.3.2  
PAGE : 8/17  
FLAMANVILLE

### 2.6.2.3. Principales zones

La majeure partie du bâtiment des auxiliaires nucléaires [ ]

[ ]

[ ]

### 2.6.2.4. Traitement d'air

Toutes les sorties d'air des zones radiologiques contrôlées des bâtiments de l'îlot nucléaire sont dirigées, collectées et contrôlées dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires avant d'être évacuées par la cheminée.

### 2.6.3. [ ]

[ ]

## 2.7. LA TOUR D'ACCÈS

### 2.7.1. Implantation

La tour d'accès est implantée sur un radier indépendant, [ ].

L'emprise au sol de la tour d'accès est de [ ].

Sa toiture est au niveau [ ].

### 2.7.2. Description

La fonction principale du bâtiment est de contrôler l'accès à l'îlot nucléaire.

Ce bâtiment abrite :

[ ]

### 2.7.3. [ ]

[ ]



## 2.8. LES BÂTIMENTS DIESELS

### 2.8.1. Implantation

Les bâtiments diesels sont au nombre de deux [ ]. Ils sont implantés [ ].

L'emprise au sol de chacun des bâtiments est de [ ].

Leur toiture est au niveau [ ].

### 2.8.2. Description

Les deux bâtiments diesel sont géographiquement séparés [ ].

Chaque bâtiment diesel dispose de deux groupes diesel principaux, alimentant chacun une division de sauvegarde, et d'un groupe d'ultime secours. Les deux générateurs redondants et le générateur d'ultime secours avec leurs auxiliaires sont séparés physiquement afin de se prémunir des agressions internes. Leur position est fixée par des impératifs de maintenance et la possibilité d'introduire ou d'évacuer aisément un des six moteurs.

L'implantation de l'installation principale, de bas en haut, est la suivante :

[ ]

### 2.8.3. [ ]

[ ]

## 2.9. LE BATIMENT LOCAL BORE

### 2.9.1. Implantation

Le bâtiment local bore est positionné au Sud de l'extension du bâtiment combustible sur une dalle indépendante. L'emprise au sol de ce bâtiment est de [ ]. Ce bâtiment n'est pas enterré et sa toiture est au niveau [ ]

### 2.9.2. Description

La fonction principale du bâtiment local bore est d'alimenter en acide borique la bache de préparation d'acide borique [ ], située dans le HK, pour assurer le remplissage en eau borée des circuits le nécessitant. La fonction secondaire du local bore est de reconditionner l'acide borique pour le ré-enrichissement en bore [ ] des bâches de stockage REA bore. Le bâtiment local bore contient une zone de stockage de l'acide borique.



### 2.9.3. [ ]

[ ]

## 2.10. LES ABRIS DU BANC LYS MOBILE DE DÉCHARGE DES BATTERIES DE L'IN (HFP ET HFS)

### 2.10.1. Implantation

Les abris du banc LYS sont situés [ ]. L'emprise au sol de chacun des abris est de [ ]. Ils ont une hauteur d'environ [ ]. Les poteaux sont ancrés dans des massifs en béton coulés dans la dalle VRD.

### 2.10.2. Description

Les deux abris sont constitués d'une ossature métallique recouverte d'un bardage. Leur rôle est d'accueillir le banc LYS mobile de décharge des batteries de l'IN dans le cadre de leurs essais périodiques. Ils sont reliés, par l'intermédiaire de câbles enterrés dans les VRD, aux batteries implantées dans les locaux des bâtiments diesel et des bâtiments électriques (via les galeries de transfert entre HL et HD).

### 2.10.3. [ ]

[ ]

## 3. OUVRAGES DE L'ÎLOT CONVENTIONNEL

### 3.1. LA SALLE DES MACHINES

#### 3.1.1. Implantation

La salle des machines est implantée [ ] (comme décrit dans la section 1.2.3.1).

La file « A », la plus au Sud, est à [ ] des bâtiments des auxiliaires de sauvegarde. [ ].

La salle des machines a une emprise au sol de [ ]. Sa toiture est au niveau [ ].

#### 3.1.2. Description

La salle des machines abrite le groupe turbo-alternateur (groupe GTA), les sècheurs surchauffeurs (GSS), le condenseur et le poste d'eau alimentaire et leurs systèmes auxiliaires (1.2.3.2 FIG 19 à 1.2.3.2 FIG 24).

Le bâtiment se décompose en deux parties :



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

PAGE : 11/17

FLAMANVILLE

[ ]

La salle des machines est conçue de manière à éviter tout risque d'agression contre les bâtiments de l'îlot nucléaire. Elle est dimensionnée pour résister au séisme et est placée en position radiale par rapport à l'îlot nucléaire de manière à éviter les risques d'impact des missiles turbines.

Le plancher turbine [ ] est organisé pour permettre le stockage des principaux composants de la turbine en phase de maintenance et l'accès aux matériels des niveaux inférieurs au travers de trémies. Un pont principal [ ] et un pont auxiliaire [ ] permettent les manutentions de montage et de maintenance. L'introduction des gros colis se fait depuis une travée dite de manutention située à l'extrémité Nord du bâtiment, côté station de pompage.

### 3.1.3. [ ]

[ ]

## 3.2. LE BÂTIMENT ÉLECTRIQUE NON CLASSÉ

### 3.2.1. Implantation

Le bâtiment électrique non classé [ ] [ ].

L'emprise au sol du bâtiment est de l'ordre de [ ]. Sa toiture est au niveau [ ].

### 3.2.2. Description

Ce bâtiment abrite les tableaux électriques normaux et sécurisés, qui alimentent les systèmes de l'îlot conventionnel, et le contrôle commande qui pilote et surveille ces systèmes.

Les sources électriques de [ ] proviennent des transformateurs de soutirage ou du transformateur auxiliaire. Les câbles de liaison cheminent dans des galeries distinctes.

Le bâtiment électrique non classé alimente en [ ] les sources permanentes de chacun des 4 bâtiments électriques de l'îlot nucléaire [ ].

Le bâtiment électrique non classé est séparé en deux secteurs de feu de manière à réduire les risques de perte des sources externes.

Les locaux sont équipés d'une ventilation mécanique ou sont climatisés en fonction des exigences techniques.

### 3.2.3. [ ]

[ ]



### **3.3. AUTRES BÂTIMENTS DU SITE**

#### **3.3.1. La station de pompage**

##### **3.3.1.1. Implantation**

La station de pompage est implantée [ ].

La station de pompage a une emprise au sol de [ ].

Sa toiture est au niveau [ ].

##### **3.3.1.2. Description**

La station de pompage contient les équipements nécessaires de la source froide (voir 1.2.3.2 FIG 31 à 1.2.3.2 FIG 45) pour assurer le refroidissement :

- des auxiliaires des îlots nucléaire et conventionnel (SEC),
- du circuit secondaire (CRF et SEN).

Les deux tiers de la hauteur de la station de pompage sont en sous-sol. Le radier est à [ ] par rapport au niveau [ ] de la plate-forme.

Il s'agit d'une structure en béton armé dont les murs extérieurs ont une épaisseur d'environ un mètre, l'épaisseur de la dalle en toiture varie de [ ] et celle du radier est variable de [ ].

La station de pompage est composée de quatre voies d'aspiration distinctes :

- les deux voies centrales comportent chacune quatre pertuis de prise d'eau (passages étroits) ; elles sont équipées de tambours filtrants et alimentent principalement les circuits d'eau brute secourue (SEC) et de l'eau de circulation (CRF).
- les deux voies latérales comportent chacune un seul pertuis ; elles sont équipées chacune d'un filtre à chaîne et alimentent principalement les circuits d'eau brute secourue (SEC) et de l'eau de refroidissement des auxiliaires conventionnels (SEN).

Chaque pertuis comporte une grille fixe associée à un dégrilleur assurant une fonction de pré-filtration. Les aspirations sont isolables par batardeaux.

Le système d'entraînement en rotation des tambours filtrants et des filtres à chaînes permet d'amener les débris et organismes marins piégés sur les panneaux filtrants hors de la zone de transit de l'eau, afin de les évacuer. La vitesse d'entraînement est augmentée en cas d'élévation de la perte de charge au niveau du filtre. Un système de lavage permet d'évacuer les débris accumulés sur les panneaux filtrants, afin de conserver leur capacité de filtration.

Un ponton flottant disposant de plaques anti-hydrocarbures est installé devant la station de pompage.

Les quatre trains SEC sont indépendants et séparés géographiquement.

[ ]

Les systèmes de prise d'eau et de filtration de l'eau brute sont décrits au chapitre 9.

3.3.1.3. [ ]

[ ]

### 3.3.2. Les bâtiments de traitement des effluents

#### 3.3.2.1. Implantation

Les bâtiments de traitement des effluents sont au nombre de deux. Ils sont implantés sur des radiers indépendants [ ]. L'ensemble constitué par ces deux bâtiments [ ].

L'emprise au sol du bâtiment situé le plus au Nord (HQB) est de l'ordre de 38 m x 37 m. [ ]

L'emprise au sol du bâtiment situé le plus au Sud (HQA) est de l'ordre de 33 m x 25 m. [ ]

#### 3.3.2.2. Description

Le bâtiment HQA est principalement dédié à l'entreposage des déchets. Le bâtiment HQB est dédié au traitement des effluents.

##### 3.3.2.2.1. Partie entreposage : HQA

Le bâtiment HQA est constitué des éléments ci-après :

[ ]

La partie entreposage sert au conditionnement des résines et des déchets faiblement actifs, au stockage des fûts, coques béton et résines APG, ainsi qu'au contrôle avant évacuation des fûts et coques béton. Un stockage provisoire des coques béton bloquées est prévu juste après la cellule d'enfûtage dans l'attente de la réalisation du bouchon.

[ ]

La capacité d'entreposage du Bâtiment de Traitement des Effluents est dimensionnée pour deux tranches EPR.

##### 3.3.2.2.2. Partie traitement des effluents : HQB

La partie de traitement des effluents sert au traitement et à l'enfûtage des déchets. Cette partie abrite les principaux systèmes suivants :

- le circuit de traitement des effluents usés (TEU),
- le circuit de traitement des déchets solides (TES).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2  
SECTION : 1.2.3.2  
PAGE : 14/17  
FLAMANVILLE

Elle est constituée d'une zone qui abrite principalement le TEU (stockage de tête, chaînes de traitements) et le TES (stockages des résines, concentrats, cellule d'enfûtage des filtres). Elle abrite également une centrale de production de béton et de stockage des agrégats ainsi que les locaux du système de réfrigération intermédiaire du BTE (TRI). [ ]

La partie traitement des effluents est accolée au BAN pour permettre le transfert de la machine de remplacement des filtres du BAN vers le BTE.

**3.3.2.2.3.[ ]**

[ ]

**3.3.3. L'ouvrage de rejet**

**3.3.3.1. Implantation**

[ ]

[ ]

**3.3.3.2. Description**

L'ouvrage de rejet est un ouvrage monolithique constitué du pré-rejet [ ] et du bassin de rejet [ ] (voir 1.2.3.2 FIG 46 à 1.2.3.2 FIG 55).

**3.3.3.2.1.Pré-rejet**

Cette partie d'ouvrage est destinée à recueillir les détritiques et organismes marins provenant de la station de pompage.

Les détritiques marins sont recueillis à l'aide de bennes à fond percé, qui sont ensuite évacuées par camion.

L'eau de lavage est ensuite évacuée dans le bassin de rejet à l'aide de deux vis d'Archimède.

[ ]

[ ]

**3.3.3.2.2.Bassin de rejet**

Cette partie de l'ouvrage de rejet assure la mise en charge des eaux des circuits de la source froide pour permettre leur rejet en mer via la galerie de rejet sous-marine d'une longueur d'environ 600 m.

Cette partie d'ouvrage peut être décomposée en trois zones distinctes :

[ ]

### 3.3.3.3. [ ]

[ ]

## 3.3.4. La plate-forme d'évacuation d'énergie

### 3.3.4.1. Implantation

La plate-forme des transformateurs jouxte la façade Ouest de la salle des machines et est située à proximité du bâtiment électrique non classé.

Cette plate-forme a une emprise au sol d'environ [ ].

### 3.3.4.2. Description

La plate-forme d'évacuation d'énergie abrite le transformateur principal (TP), deux transformateurs de soutirage (TS), les disjoncteurs de ligne et de couplage ainsi que les dérivations [ ].

Une autre plate-forme, mitoyenne de la plate-forme HT, accueille le transformateur auxiliaire (TA) qui est toujours sous tension.

La connexion principale au réseau est réalisée par une ligne reliée au transformateur principal par deux disjoncteurs : le disjoncteur de ligne et le disjoncteur de couplage. Entre ces deux disjoncteurs sont connectés les deux transformateurs de soutirage qui alimentent les tableaux permanents.

La connexion avec le réseau est réalisée par une ligne dédiée. L'alimentation du transformateur auxiliaire est effectuée depuis la ligne d'évacuation d'énergie de la tranche 2 via un poste aéro-souterrain. Cette disposition permet de garantir la séparation physique des sources d'alimentation de la tranche EPR entre le TS et le TA. La distribution de l'énergie venant du TA est de plus divisée en deux pour rester compatible avec la conception électrique de l'îlot conventionnel (un enroulement du transformateur par secteur de feu).

### 3.3.4.3. [ ]

[ ]

## 3.3.5. Le pôle opérationnel d'exploitation (POE)

### 3.3.5.1. Implantation

Le pôle opérationnel d'exploitation est implanté [ ]

Le pôle opérationnel d'exploitation a une emprise au sol de [ ]. Sa toiture est au niveau [ ].

### 3.3.5.2. Description

Ce bâtiment rassemble les différentes fonctions d'exploitation spécifiques aux tranches EPR ou communes au site.

Il abrite plus spécifiquement les locaux suivants :

[ ]

Le pôle opérationnel d'exploitation n'a pas de fonction de sûreté, il ne contient pas d'installations classées sûreté, ni d'équipement classé sûreté. Il est néanmoins calculé pour ne pas agresser un bâtiment diesel en cas de séisme (classement SC2).

**3.3.5.3. [ ]**

[ ]

### **3.3.6. Les plate-formes de stockage gaz (HZH et HZO)**

#### **3.3.6.1. Implantation**

Ces plates-formes sont au nombre de deux, l'une implantée [ ], l'autre implantée [ ].

La plate-forme HZH a une emprise au sol de [ ].

La plate-forme HZO a une emprise au sol de [ ].

#### **3.3.6.2. Description**

La plate-forme de stockage [ ][ ]. L'installation respecte les règles de sécurité en vigueur et est de plus dimensionnée au séisme.

La plate forme de stockage [ ][ ]. Elle respecte les règles de sécurité en vigueur.

**3.3.6.3. [ ]**

[ ]

### **3.3.7. Le bâtiment de collecte et de traitement des eaux de site (HX)**

#### **3.3.7.1. Implantation**

Ce bâtiment est implanté en bordure du canal d'amenée, à l'Est de la station de pompage.

Son emprise au sol de [ ].

Il s'agit d'un bâtiment semi-enterré dont la toiture est au niveau [ ].

#### **3.3.7.2. Description**

Ce bâtiment comprend un bassin de décantation, un déshuileur et un échantillonneur.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2  
SECTION : 1.2.3.2  
PAGE : 17/17  
FLAMANVILLE

Le bassin de confinement assure la rétention tampon des effluents en cas d'incident et permet de se donner le temps d'analyser l'eau pour définir le traitement adapté avant rejet. Il est disposé en antenne par rapport au réseau d'eaux perdues non polluées (SEO).

Le déshuileur a pour but de séparer et d'isoler les eaux huileuses collectées par le réseau SEH. En cas d'incident (par exemple : l'explosion d'un transformateur principal, la rupture de la caisse à huile du GTA, ... ) l'huile est stockée dans le bassin de confinement pour évacuation par camion vers un site de retraitement approprié.

### 3.3.7.3. [ ]

[ ]

### 3.3.8. Les galeries

Différentes galeries sont prévues pour relier les bâtiments sur le site.

[ ]

Les autres galeries sont des galeries techniques utilisées pour les conduites et/ou chemins de câbles. Les principales galeries techniques sont :

[ ]

Certaines galeries sont conçues pour résister au séisme (voir sous-chapitre 3.2).

L'accès aux galeries est défini au cas par cas. Il est disposé de manière à éviter les liaisons entre les zones de différentes natures (chaud / froid, contrôlé / non contrôlé).

### 3.3.9. Ouvrages situés en dehors du périmètre de Flamanville 3

Les ouvrages suivants situés en dehors du périmètre de Flamanville 3 (sur Flamanville 1-2) abritent des installations utiles à l'exploitation de la tranche EPR de Flamanville 3 :

- l'ouvrage de déminéralisation qui comprend deux chaînes de déminéralisation ainsi qu'une station de dessalement pour limiter la consommation en eau potable,
- les bâches de stockage SER et SED qui sont utilisées pour reconstituer les capacités en eau de l'EPR ou réaliser des appoints en eau déminéralisée aux systèmes,
- les bâches de stockage KER, TER et SEK,
- le Centre De Crise Locale (CCL),
- le bâtiment de contrôle des transports (BCT),
- le poste d'accès Nord (PAN).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2      SECTION : 1.2.3.2  
FIGURE : 1  
PAGE : 1/1      FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 1 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 2

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 2 : [ ]





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 3

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 3 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 4

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 4 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2      SECTION : 1.2.3.2  
FIGURE : 5  
PAGE : 1/1      FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 5 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 6

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 6 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 7

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 7 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 8

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 8 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 9

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 9 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 10

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 10 : [ ]





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2      SECTION : 1.2.3.2  
FIGURE : 11      FLAMANVILLE  
PAGE : 1/1

1.2.3.2 FIG 11 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 12

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 12 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 13

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 13 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 14

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 14 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 15

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 15 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 16

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 16 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2      SECTION : 1.2.3.2  
FIGURE : 17      FLAMANVILLE  
PAGE : 1/1

1.2.3.2 FIG 17 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 18

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 18 : [ ]





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 19

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 19 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 20

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 20 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 21

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 21 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 22

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 22 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 23

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 23 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 24

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 24 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 25

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 25 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 26

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 26 : [ ]





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 27

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 27 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 28

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 28 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 29

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 29 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2      SECTION : 1.2.3.2  
FIGURE : 30  
PAGE : 1/1      FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 30 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 31

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 31 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 32

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 32 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 33

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 33 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 34

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 34 : [ ]





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 35

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 35 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 36

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 36 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 37

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 37 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 38

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 38 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 39

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 39 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 40

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 40 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2      SECTION : 1.2.3.2  
FIGURE : 41      FLAMANVILLE  
PAGE : 1/1

1.2.3.2 FIG 41 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 42

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 42 : [ ]





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 43

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 43 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 44

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 44 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2      SECTION : 1.2.3.2  
FIGURE : 45      FLAMANVILLE  
PAGE : 1/1

1.2.3.2 FIG 45 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2      SECTION : 1.2.3.2  
FIGURE : 46  
PAGE : 1/1      FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 46 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 47

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 47 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 48

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 48 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 49

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 49 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2      SECTION : 1.2.3.2  
FIGURE : 50  
PAGE : 1/1      FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 50 : [ ]





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 51

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 51 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 52

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 52 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 53

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 53 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 54

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 54 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.3.2

FIGURE : 55

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

1.2.3.2 FIG 55 : [ ]



## SOMMAIRE

<b>1.2.4.DESCRPTION DES PRINCIPAUX SYSTÈMES .....</b>	<b>3</b>
<b>1. DESCRIPTION DE LA CHAUDIÈRE .....</b>	<b>3</b>
<b>2. DESCRIPTION DES PRINCIPAUX CIRCUITS AUXILIAIRES DE LA CHAUDIÈRE .....</b>	<b>3</b>
<b>2.1. SYSTÈME D'INJECTION DE SÉCURITÉ / REFROIDISSEMENT DU RÉACTEUR À L'ARRÊT (RIS/RRA).....</b>	<b>3</b>
<b>2.2. RÉSERVE DE FLUIDE PRIMAIRE DANS L'ENCEINTE (IRWST) .....</b>	<b>4</b>
<b>2.3. SYSTÈME DE BORICATION DE SÉCURITÉ (RBS) .....</b>	<b>4</b>
<b>2.4. SYSTÈME D'ALIMENTATION DE SECOURS DES GÉNÉRATEURS DE VAPEUR (ASG).....</b>	<b>5</b>
<b>2.5. SYSTÈME DE REFROIDISSEMENT INTERMÉDIAIRE (RRI) .....</b>	<b>5</b>
<b>2.6. SYSTÈME D'EAU BRUTE SECOURUE (SEC).....</b>	<b>5</b>
<b>2.7. SYSTÈME DE TRAITEMENT ET DE REFROIDISSEMENT DE L'EAU DES PISCINES (PTR) .....</b>	<b>6</b>
<b>2.8. SYSTÈME DE CONTRÔLE VOLUMÉTRIQUE ET CHIMIQUE (RCV) .....</b>	<b>6</b>
<b>2.9. SYSTÈME DE VAPEUR ET DE TRANSFORMATION D'ÉNERGIE.....</b>	<b>7</b>
<b>3. DESCRIPTION DU GROUPE TURBO-ALTERNATEUR ET DU POSTE D'EAU.....</b>	<b>9</b>
<b>4. DESCRIPTION DU POSTE D'ALIMENTATION ÉLECTRIQUE .....</b>	<b>9</b>
<b>5. DESCRIPTION DES SYSTÈMES PARTICIPANT À LA MITIGATION DES ACCIDENTS GRAVES.....</b>	<b>10</b>
<b>5.1. SYSTÈME DE VENTILATION DE L'ESPACE ENTRE ENCEINTE .....</b>	<b>10</b>
<b>5.2. ÉVACUATION ULTIME D'ÉNERGIE DE L'ENCEINTE (EVU).....</b>	<b>11</b>
<b>5.3. SYSTÈME DE CONTRÔLE DE L'HYDROGÈNE (ETY).....</b>	<b>12</b>
<b>5.4. SYSTÈME DE REFROIDISSEMENT DU RADIER .....</b>	<b>12</b>
<b>5.5. SYSTÈME DE DÉPRESSURISATION EN SITUATION D'ACCIDENT GRAVE..</b>	<b>12</b>
<b>6. DESCRIPTION DE LA STATION DE POMPAGE.....</b>	<b>13</b>
<b>7. DESCRIPTION DU TRAITEMENT DES EFFLUENTS .....</b>	<b>13</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.4

PAGE : 2/14

STANDARD



## **1.2.4.DESCRPTION DES PRINCIPAUX SYSTÈMES**

### **1. DESCRIPTION DE LA CHAUDIÈRE**

La chaudière nucléaire est un réacteur à eau pressurisée dimensionné pour une puissance chaudière de 4500 MWth et conçu pour une durée de vie de 60 ans. La puissance prévue lors de la mise en service est de 4300 MWth.

La centrale peut fonctionner en base ou effectuer du suivi de charge entre 25 et 100 % de la puissance nominale. Elle est conçue pour effectuer jusqu'à 2 suivis de charge par jour.

La chaudière nucléaire est constituée :

- d'un cœur contenant 241 assemblages combustible. La structure d'un assemblage combustible est celle d'un réseau carré de 17x17 comprenant 265 crayons combustibles. Le combustible se présente sous la forme de pastilles d'UO<sub>2</sub>. Il est également possible d'utiliser des pastilles de MOX (Mixed Oxyde). Les pastilles sont enfermées dans une gaine en alliage de zirconium pour former les crayons combustible.
- de 4 boucles de refroidissement, remplies d'eau pressurisée à 155 bars abs. Chaque boucle est constituée d'une pompe primaire, d'un générateur de vapeur et de tuyauteries de raccordement. La vapeur est produite dans la partie secondaire des générateurs de vapeur, à une pression de 78 bars abs à pleine puissance.
- d'un pressuriseur, dont la fonction est de maintenir une pression constante dans le circuit primaire.
- de chaînes d'instrumentation permettant de contrôler les différents paramètres de fonctionnement de la chaudière et de mettre en œuvre automatiquement des mesures ayant pour but d'éviter la sortie du domaine de fonctionnement normal.
- de 89 grappes de contrôle, chaque grappe étant constituée de 24 barres de contrôle. Les grappes, associées au bore dilué dans l'eau de refroidissement primaire, permettent de contrôler la réactivité du cœur.
- de plusieurs systèmes auxiliaires nécessaires au pilotage et au maintien en état sûr du réacteur.

### **2. DESCRIPTION DES PRINCIPAUX CIRCUITS AUXILIAIRES DE LA CHAUDIÈRE**

#### **2.1. SYSTÈME D'INJECTION DE SÉCURITÉ / REFROIDISSEMENT DU RÉACTEUR À L'ARRÊT (RIS/RRA)**

Le système RIS/RRA combine les fonctions d'injection de sécurité et de refroidissement du réacteur à l'arrêt.

Une description détaillée du système RIS est donnée dans le sous-chapitre 6.3.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2  
SECTION : 1.2.4  
PAGE : 4/14  
STANDARD

Le système RIS/RRA est constitué de 4 trains séparés et indépendants, chacun de ces trains étant capable d'injecter de l'eau borée dans le circuit primaire par un accumulateur, une pompe d'injection de sécurité moyenne pression (RIS MP) et une pompe d'injection de sécurité basse pression (RIS BP) munie au refoulement d'un échangeur de chaleur. De plus, le système assure l'extraction contrôlée de chaleur du circuit primaire, principalement la puissance résiduelle du cœur, par la pompe et l'échangeur RIS BP et la ligne de contournement de l'échangeur.

Les accumulateurs injectent dans la branche froide des boucles primaires. Les pompes RIS MP et BP aspirent dans l'IRWST et refoulent également dans les branches froides du RCP, via les piquages d'injection communs (les trains RIS BP peuvent être mis manuellement en configuration d'injection simultanée en branches chaudes et froides). L'aspiration des trains RIS BP peut également se faire à partir des branches chaudes en vue d'assurer la fonction de refroidissement du réacteur à l'arrêt (l'aspiration et le refoulement se font alors dans la même boucle). Les pompes RIS MP, BP et les échangeurs RIS BP sont réfrigérés par le système de refroidissement intermédiaire du réacteur (RRI). Une diversification du refroidissement est mise en place sur les pompes BP des trains 1 et 4. En effet, ces pompes peuvent également être refroidies par le système DEL (les trains DEL 1 et 4 sont refroidis par air) en cas de défaillance du RRI.

Les accumulateurs sont situés à l'intérieur de l'enceinte de confinement. Les pompes RIS MP et BP se trouvent dans [ ] bâtiments de sauvegarde. Les échangeurs RIS BP sont également installés dans les bâtiments de sauvegarde. Le système est alimenté électriquement par des trains indépendants secourus par les diesels principaux.

## **2.2. RÉSERVE DE FLUIDE PRIMAIRE DANS L'ENCEINTE (IRWST)**

Une description détaillée de l'IRWST est donnée dans le sous-chapitre 6.3.

L'IRWST est un réservoir contenant une grande quantité d'eau borée. Elle collecte l'eau qui peut être déchargée à l'intérieur de l'enceinte de confinement en cas d'accident. L'IRWST joue le rôle de réserve d'eau des pompes RIS, EVU (système d'évacuation ultime d'énergie de l'enceinte) et, éventuellement, RCV (circuit de contrôle volumétrique et chimique du réacteur) et assure le noyage de la zone d'étalement du corium en cas d'accident grave.

Des filtres assurent la protection des pompes RIS et EVU contre la migration de débris en conditions accidentelles. Un dispositif de décolmatage est également prévu pour les filtres RIS (ligne supplémentaire de défense en profondeur)

## **2.3. SYSTÈME DE BORICATION DE SÉCURITÉ (RBS)**

Une description détaillée du système RBS est donnée dans le sous-chapitre 6.7.

Le système RBS est constitué de deux trains séparés et indépendants, capables d'assurer l'injection à haute pression d'eau borée dans le circuit primaire. Chacun de ces trains se compose d'un réservoir d'eau borée, d'une pompe volumétrique et de deux lignes d'injection en branches froides, via les piquages d'injection de sécurité.

Les réservoirs et les pompes RBS sont implantés dans le bâtiment combustible.

Le système est alimenté électriquement par des trains indépendants secourus par les diesels ultimes secours. Chaque pompe peut être alimentée par deux divisions électriques.



## **2.4. SYSTÈME D'ALIMENTATION DE SECOURS DES GÉNÉRATEURS DE VAPEUR (ASG)**

Une description détaillée du système ASG est donnée dans le sous-chapitre 6.6.

Le système ASG est constitué de 4 trains indépendants, assurant chacun l'alimentation en eau d'un générateur de vapeur par un réservoir ASG au moyen d'une pompe. Les réservoirs ASG contiennent de l'eau déminéralisée. Le barillet installé entre les quatre réservoirs à l'aspiration des pompes, normalement fermé, permet de mettre en commun la réserve d'eau des quatre trains. Le barillet installé entre les lignes d'injection au refoulement des pompes, normalement fermé, permet d'assurer l'alimentation de tous les générateurs de vapeur en cas, par exemple, de défaillance d'une pompe.

Les réservoirs et les pompes ASG se situent dans les bâtiments de sauvegarde[ ].

Le système est alimenté électriquement par des trains indépendants secourus par les diesels principaux. De plus, afin de faire face aux situations de MDTG, les trains 1 et 4 sont également secourus par deux diesels d'ultime secours démarrés manuellement et diversifiés par rapport aux quatre diesels de secours principaux.

## **2.5. SYSTÈME DE REFROIDISSEMENT INTERMÉDIAIRE (RRI)**

Une description détaillée du système RRI est donnée dans la section 9.2.2.

Le système RRI est constitué de 4 trains séparés et indépendants, chacun de ces trains ayant un rôle de barrière intermédiaire et d'extraction de chaleur des échangeurs des 4 trains RIS/RRA par une boucle fermée de refroidissement équipée d'une pompe et d'un échangeur de chaleur (au refoulement de la pompe). La source froide est fournie par le système SEC (eau brute secourue).

Les boucles de refroidissement du RIS/RRA sont indépendantes. Deux boucles séparées, appelées communs 1 (alimentés par le train 1 ou le train 2) et communs 2 (alimentés par le train 3 ou le train 4) permettent d'améliorer la fiabilité et la souplesse d'exploitation pour les autres circuits utilisateurs tels que PTR (traitement et refroidissement de l'eau des piscines) et RCV (contrôle chimique et volumétrique du réacteur). L'indépendance des trains RRI est assurée par des vannes d'isolement : la configuration des vannes permet aux communs d'être normalement en liaison avec l'un des deux trains et isolé de l'autre.

Les pompes et les échangeurs RRI sont situés dans les bâtiments de sauvegarde[ ]. Les pompes RRI sont elles-mêmes refroidies par de l'eau RRI.

Le système est alimenté électriquement par des trains indépendants secourus par les générateurs diesel principaux.

## **2.6. SYSTÈME D'EAU BRUTE SECOURUE (SEC)**

Une description détaillée du système SEC est donnée dans la section 9.2.1.

Le système SEC se compose de 4 trains séparés et indépendants, chacun de ces trains assurant l'extraction de chaleur des échangeurs RRI au moyen d'une pompe.

Les pompes SEC sont situées en station de pompage. Le système est alimenté électriquement par des trains indépendants secourus par les diesels principaux.



## **2.7. SYSTÈME DE TRAITEMENT ET DE REFROIDISSEMENT DE L'EAU DES PISCINES (PTR)**

Une description détaillée du système PTR est donnée dans la section 9.1.3.

Le système PTR est divisé en deux sous-systèmes : le système de refroidissement de l'eau de la piscine et le système de traitement de l'eau de la piscine.

### Refroidissement de l'eau des piscines :

Ce sous-système se compose de deux trains principaux séparés et indépendants, assurant l'extraction de chaleur de la piscine de désactivation. Ils sont constitués de deux pompes redondées (assurant chacune 100% du débit) et d'un échangeur de chaleur.

Le système de refroidissement de l'eau de la piscine est également doté d'un troisième train afin d'assurer le secours en cas de perte des deux trains principaux. Ce troisième train comprend une pompe et un échangeur de chaleur. La chaîne de refroidissement liée à la troisième file PTR constitue une diversification par rapport à celle des trains principaux.

Le système de refroidissement de l'eau de la piscine aspire et refoule dans la piscine de désactivation.

Les pompes et échangeurs principaux (l'échangeur est refroidi par le système RRI) se situent dans le bâtiment combustible. Chaque train principal est affecté à un commun RRI, et peut ainsi être refroidi par deux trains RRI.

L'échangeur de chaleur associé à la troisième file est réfrigéré par une chaîne de refroidissement intermédiaire dédiée appartenant au système EVU, connectée à la source froide ultime (SRU).

Le système est alimenté électriquement par des trains indépendants. Chaque pompe peut être alimentée par deux trains électriques. Les trains principaux sont secourus par diesels principaux. Le troisième train est également secouru par les diesels d'ultime secours (uniquement lorsque la tranche est dans les états E et F).

### Système de traitement de l'eau des piscines :

Le sous-système de traitement de l'eau des piscines est constitué d'une boucle de purification dédiée à la piscine de désactivation, d'une boucle de purification dédiée à la piscine réacteur et à l'IRWST et de boucles d'écumage pour la piscine réacteur et la piscine de désactivation (une boucle d'écumage par piscine). Le système comprend deux filtres à cartouche, un déminéraliseur et un filtre (afin de piéger les résines) utilisés pour purifier l'eau des piscines. Un filtre à cartouche additionnel est installé sur la boucle d'écumage de la piscine de désactivation.

Les mouvements d'eau entre l'IRWST, la piscine réacteur et les compartiments transfert BK et chargement du château de plomb sont assurés en partie par le système PTR (une partie étant aussi assurée par le RIS).

## **2.8. SYSTÈME DE CONTRÔLE VOLUMÉTRIQUE ET CHIMIQUE (RCV)**

Une description détaillée du système RCV est donnée dans la section 9.3.2.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.4

PAGE : 7/14

STANDARD

Le RCV assure le contrôle chimique (ex : borication) et volumétrique (ex : appoint du circuit primaire), au moyen des fonctions suivantes : décharge, reprise des fuites aux joints des GMPP, charge, injection aux joints des GMPP.

Par la décharge, le RCV aspire le fluide d'une boucle primaire qui passe alors par un échangeur régénérateur et dans deux trains en parallèle, chaque train étant équipé d'un échangeur haute pression et d'un dispositif de détente haute pression.

Le système de reprise des fuites aux joints des GMPP est constitué d'un barillet collectant les fuites aux joints des quatre pompes, connecté au ballon RCV.

La ligne de charge comprend deux pompes de charge qui aspirent dans le ballon RCV ou l'IRWST, et injectent dans deux branches chaudes et dans le pressuriseur (fonction d'aspersion auxiliaire).

L'injection aux joints des GMPP s'effectue au travers d'un barillet alimentant les joints des quatre pompes. Le fluide utilisé pour cette injection provient de la ligne de charge, via deux filtres disposés en parallèle (les deux filtres ne sont pas utilisés simultanément).

Le dispositif de contrôle chimique et volumétrique est constitué d'un ballon RCV, de filtres et déminéraliseurs regroupés dans le système de purification du réfrigérant primaire, et de liaisons avec le système de dégazage du réfrigérant, le système de stockage et de traitement du fluide primaire (TEP) et le système d'appoint en eau et en bore (REA).

L'échangeur régénérateur réchauffe la charge et refroidit la décharge. Il se trouve dans le bâtiment réacteur. Les échangeurs haute pression se trouvent également dans le bâtiment réacteur et sont associés à des communs RRI différents. Par conséquent, deux trains RRI sont disponibles pour le refroidissement de chaque échangeur. Les pompes de charge RCV se trouvent dans le bâtiment combustible et sont refroidies par RRI. Le ballon RCV est situé dans le bâtiment combustible.

L'alimentation électrique du système est assurée par deux trains différents. La plupart des actionneurs RCV sont secourus par les générateurs diesel principaux.

## **2.9. SYSTÈME DE VAPEUR ET DE TRANSFORMATION D'ÉNERGIE**

Une description détaillée du système de vapeur et de transformation d'énergie est donnée dans le chapitre 10.

### Groupe turbo-alternateur

Le groupe turbo-alternateur est conçu pour transformer l'énergie de la vapeur reçue des générateurs de vapeur en énergie électrique. Ce n'est pas un système de sûreté. Cependant, il est conçu pour déclencher automatiquement lors de la sollicitation des certaines protections du réacteur.

### Circuit de Vapeur Principal (VVP) / Circuit de décharge à l'atmosphère (VDA)

Les circuits VVP / VDA ont notamment pour fonction :

- de fournir la vapeur principale à la turbine et aux autres utilisateurs de vapeur principale en salle des machines en fonctionnement normal,
- de participer à l'extraction de la puissance résiduelle vers le condenseur (s'il est disponible) ou vers l'atmosphère en phase d'arrêt de tranche ou en situations incidentelles ou accidentelles,



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2  
SECTION : 1.2.4  
PAGE : 8/14  
STANDARD

- d'assurer la protection des générateurs de vapeur contre les surpressions par mise à l'atmosphère de la vapeur en situations incidentelles ou accidentelles,
- de refroidir le primaire jusqu'à l'atteinte de la pression d'injection du RIS MP en cas d'APRP petite brèche ou de RTGV par relâchement de vapeur à l'atmosphère ou vers le condenseur (s'il est disponible),
- d'isoler la partie secondaire des générateurs de vapeur en cas d'accidents générant un appel excessif de vapeur,
- de confiner l'activité en cas de RTGV par isolement des lignes vapeur.

Le VVP est constitué de quatre trains identiques classés (un par GV). Chaque train se compose de :

- une vanne d'isolement de vapeur principale,
- un train de décharge à l'atmosphère, constitué d'une vanne de décharge et d'une vanne d'isolement (système VDA),
- deux soupapes de sécurité,
- la tuyauterie menant du limiteur de débit du GV à la sortie des casemates des vannes vapeur principales,
- les vannes classées et la tuyauterie de la ligne de conditionnement,
- les vannes classées du système de récupération des condensats d'exploitation.

#### Condenseur principal

Le condenseur principal reçoit la vapeur détendue de la turbine et la refroidit grâce au système de refroidissement de tranche. Ce dispositif permet également d'évacuer la puissance du primaire pendant les phases d'arrêt et de redémarrage.

Le condenseur participe aussi à l'évacuation de la vapeur vive dans le cas de certains transitoires comme l'îlotage ou le déclenchement turbine.

#### Système de contournement de la turbine au condenseur

La conception de ce système n'est pas basée sur des impératifs de sûreté.

Il est principalement conçu pour :

- éviter la sollicitation du système de décharge à l'atmosphère (VDA) et des soupapes du pressuriseur lors des transitoires comme l'îlotage, le déclenchement turbine ou l'arrêt automatique du réacteur,
- éviter l'ouverture des soupapes VVP et éviter un échauffement excessif du primaire à la suite d'un arrêt automatique du réacteur,
- extraire l'énergie stockée et la chaleur résiduelle du primaire de façon contrôlée lors des phases de refroidissement du primaire jusqu'aux conditions de connexion du RRA,
- faciliter la régulation de la pression secondaire lors du démarrage de la turbine et notamment au moment du couplage.

### **3. DESCRIPTION DU GROUPE TURBO-ALTERNATEUR ET DU POSTE D'EAU**

Des descriptions détaillées du groupe turbo-alternateur et du poste d'eau sont données dans le chapitre 10.

Le circuit secondaire est conçu pour une puissance thermique de la chaudière de 4524 MW (puissance des pompes primaires incluse).

Le circuit secondaire est constitué de :

- la partie secondaire des générateurs de vapeur, où l'eau secondaire est transformée en vapeur,
- le groupe turbo-alternateur, constitué d'une turbine et d'un alternateur triphasé. Le groupe turbo-alternateur a pour rôle de transformer l'énergie thermique contenue dans la vapeur, sortant des générateurs de vapeur, en énergie électrique. La turbine, qui transforme l'énergie de la vapeur en énergie mécanique, comporte un corps haute pression (HP), trois corps basse pression (BP) à double flux et deux séparateurs surchauffeurs verticaux utilisés pour le séchage au cours de la détente de la vapeur. L'énergie résiduelle est transférée à la source froide via le condenseur. La vitesse de rotation nominale de la turbine est de 1500 tr/mn. L'alternateur est refroidi par de l'hydrogène et de l'eau sous pression.
- un poste d'eau constitué :
  - d'un ensemble de pompes d'extraction,
  - d'un ensemble de réchauffeurs basse pression haute pression,
  - d'une bache alimentaire également utilisée pour le dégazage et le réchauffage de l'eau provenant des réchauffeurs basse pression,
  - de quatre motopompes alimentaires, [ ],
  - un système d'alimentation normal en eau secondaire des générateurs de vapeur (ARE) comprenant pour chacun des GV une ligne petit débit et une ligne gros débit,
  - une pompe spécifique (AAD) permettant d'alimenter les générateurs de vapeur en phase de démarrage et d'arrêt de la tranche (puissance  $\ll$  4% Pn).

### **4. DESCRIPTION DU POSTE D'ALIMENTATION ÉLECTRIQUE**

Une description détaillée du poste d'alimentation électrique est donnée dans les sous-chapitres 8.1 (sources externes), 8.2, 8.3 et sections 9.5.2.1 et 9.5.2.2 (sources internes).

Le poste d'alimentation électrique a pour mission de fournir la puissance appelée par tous les systèmes auxiliaires requis dans les différentes phases d'exploitation de la tranche. Il se compose de deux parties :

- Les sources externes d'alimentation électrique :
  - La source principale (400 kV), utilisée pour l'évacuation de puissance électrique produite, le démarrage, le passage à l'arrêt normal et le repli de la tranche en conditions accidentelles,



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2  
SECTION : 1.2.4  
PAGE : 10/14  
STANDARD

- La source auxiliaire, utilisée pour replier la tranche en cas de perte simultanée de la source principale et de l'alternateur.
- Les sources internes d'alimentation électrique :
  - Quatre générateurs diesels principaux (10 kV chacun),
  - Deux générateurs diesels d'ultime secours [ ],
  - La source interne sans coupure qui se compose de batteries d'une autonomie de [ ] situées dans l'îlot conventionnel et dans l'îlot nucléaire,
  - La source interne sans coupure dédiée accident grave qui se compose de deux batteries d'une autonomie de [ ] situées dans les divisions 1 et 4 de l'îlot nucléaire.

La tranche est connectée au réseau principal par un disjoncteur de ligne. Lorsque l'installation débite sur le réseau, l'énergie transite à travers le transformateur principal (20 kV/400 kV), le disjoncteur de groupe, puis le disjoncteur de ligne.

L'alimentation électrique des auxiliaires s'effectue par deux transformateurs de soutirage à trois enroulements (400 kV / 2x10 kV chacun). L'énergie vient alors du réseau ou de l'alternateur dans les conditions normales d'exploitation. Chaque enroulement secondaire des transformateurs de soutirage alimente un tableau électrique 10 kV différent. Ces 4 tableaux 10 kV forment la tête des 4 trains électriques.

L'alimentation électrique des auxiliaires peut également être réalisée par un transformateur auxiliaire à trois enroulements (400 kV / 2x10 kV), identique aux TS, [ ].

En cas de nécessité d'utilisation du réseau auxiliaire, un basculement a lieu entre les transformateurs de soutirage et le transformateur auxiliaire.

## **5. DESCRIPTION DES SYSTÈMES PARTICIPANT À LA MITIGATION DES ACCIDENTS GRAVES**

### **5.1. SYSTÈME DE VENTILATION DE L'ESPACE ENTRE ENCEINTE**

Une description détaillée du système EDE est donnée dans la section 6.2.2.

Le système de ventilation de l'espace entre enceinte a pour fonctions :

- de maintenir en dépression l'espace entre enceinte en situation accidentelle afin de collecter les fuites de l'enceinte interne, en incluant le système de récupération des fuites externes des traversées sensibles,
- de rejeter l'air de l'espace entre enceintes à la cheminée de rejet après passage sur des préfiltres non radiosensibles, des filtres à particules haute efficacité et des pièges à iode,
- de retarder le relâchement de substances radioactives afin de profiter de la décroissance des produits de fission.

Le système de ventilation de l'espace entre enceinte est constitué de :

- deux files classées de sûreté 100 %, physiquement séparées, équipées de préfiltres non radiosensibles, de filtres à très haute efficacité et de pièges à iode,
- une file 100 % utilisée en exploitation normale, sans filtration iode mais dotée de filtres à particules haute efficacité. En cas d'accident grave, cette file est isolée par des registres motorisés et la ventilation est assurée par les files classées de sûreté.

## **5.2. ÉVACUATION ULTIME D'ÉNERGIE DE L'ENCEINTE (EVU)**

Une description détaillée du système EVU est donnée dans la section 6.2.7.

Le système EVU est un moyen ultime de mitigation conçu pour limiter la pression dans l'enceinte de confinement et pour assurer l'évacuation de chaleur de l'enceinte et de l'IRWST en situations PCC, RRC-A et en cas d'accident grave.

Le système EVU est constitué de deux trains physiquement séparés (2 x 50% court terme / 2 x 100% long terme).

En cas d'accident grave, l'EVU n'est requis à 100 % de ses capacités que durant la phase court terme [ ] en vue de diminuer la pression dans l'enceinte de confinement. En phase de gestion long terme, un seul train suffit à extraire la chaleur résiduelle et à maintenir la pression de l'enceinte de confinement proche de la pression atmosphérique.

Le système EVU contribue à minimiser la production d'iode volatil depuis la phase aqueuse dans l'environnement de l'enceinte en injectant une base dans l'IRWST via le RIS (PCC-4 et RRC-A) ou via l'EVU en accident grave.

Chaque train du système EVU est constitué :

- d'une ligne dédiée d'aspiration dans l'IRWST,
- d'une pompe et d'un échangeur situés dans [ ] des bâtiments de sauvegarde [ ],
- d'un système d'aspersion du dôme débouchant sur une rampe circulaire équipée de buses d'aspersion ayant pour mission de diminuer la pression et la température dans l'enceinte de confinement,
- d'un système de refroidissement de la ZEC (Zone d'Étalement du Corium) constitué :
  - d'une ligne de noyage passif, située dans des compartiments séparés entre la zone d'étalement et l'IRWST, qui assure un noyage passif de la zone d'étalement par l'IRWST à l'arrivée du corium, par écoulement gravitaire lorsque la vanne passive est ouverte.
  - d'une ligne de recirculation permettant l'orientation du débit EVU vers l'IRWST,
  - d'une boucle de refroidissement intermédiaire dédiée par train EVU permettant d'assurer l'extraction de la chaleur résiduelle de l'enceinte de confinement via les échangeurs EVU. Cette chaîne de refroidissement intermédiaire est elle-même refroidie par le système SRU (source froide ultime),
  - d'un circuit d'injection de soude.

Les trains EVU et leurs chaînes de refroidissement dédiées sont alimentés par des trains électriques indépendants secourus par les diesels d'ultime secours.





### **5.3. SYSTÈME DE CONTRÔLE DE L'HYDROGÈNE (ETY)**

Une description détaillée du système concerné est donnée en section 6.2.4.

Le concept de contrôle de l'hydrogène est basé sur l'utilisation de recombineurs catalytiques passifs répartis dans le bâtiment réacteur. Leur disposition permet de faciliter la convection globale dans l'enceinte durant leur utilisation.

Les recombineurs catalytiques passifs entrent spontanément en action lorsque la concentration en hydrogène sur les surfaces catalytiques dépasse un seuil minimum.

Par ailleurs, des volets, des disques de convection et des disques de rupture permettent de mettre en communication les compartiments de service avec les compartiments équipements en homogénéisant l'atmosphère de l'enceinte afin de diminuer la concentration maximale en hydrogène et afin de limiter les changements sur les structures internes en cas d'APRP ou de RTV.

### **5.4. SYSTÈME DE REFROIDISSEMENT DU RADIER**

Une description détaillée des systèmes concernés est donnée en section 6.2.6.

Le système de refroidissement du radier est dédié au noyage du corium. Durant la phase de noyage passif du corium, l'eau traverse d'abord les canaux de refroidissement. La structure de refroidissement est composée de blocs d'acier massif. La partie basse de ces blocs forme des canaux de réfrigération de section rectangulaire.

L'eau est amenée aux canaux de refroidissement par une canalisation centrale, qui connecte les deux cavités symétriques renfermant les dispositifs de noyage du corium. A la périphérie, les canaux débouchent sur un volume libre.

Après l'arrivée du corium dans la zone d'étalement et l'ouverture du dispositif de noyage, l'eau de l'IRWST remplit, par gravité, d'abord la canalisation centrale, puis les canaux de refroidissement, et enfin le volume libre latéral.

Cette circulation passive est établie jusqu'à l'équilibrage des colonnes d'eau entre la zone d'étalement et l'IRWST. L'eau s'évapore au contact du corium, la vapeur produite étant relâchée dans l'enceinte de confinement. Par conséquent, l'aspersion par EVU permet alors de diminuer la pression et d'évacuer la puissance résiduelle de l'enceinte.

### **5.5. SYSTÈME DE DÉPRESSURISATION EN SITUATION D'ACCIDENT GRAVE**

Une description détaillée est donnée dans le sous-chapitre 5.4.

Ce système comprend deux vannes de décharge permettant de dépressuriser le circuit primaire en cas d'accident grave. Ces vannes sont installées sur une ligne connectée à la phase vapeur du pressuriseur par un piquage dédié.

Ces deux vannes en série sont connectées en aval du piquage pressuriseur et en amont de la ligne de décharge menant au réservoir de décharge du pressuriseur. Ces vannes sont fermées en fonctionnement normal.

## 6. DESCRIPTION DE LA STATION DE POMPAGE

La station de pompage est composée de quatre voies de filtration :

- 2 voies centrales, équipées chacune de quatre pertuis de préfiltration et d'un tambour filtrant, pour la filtration combinée SEC/CRF,
- 2 voies latérales, équipées chacune d'un pertuis de préfiltration et d'un filtre à chaîne, pour la filtration combinée SEC/SEN.

Chaque pertuis est équipé d'une grille fixe associée à un dégrilleur. Les aspirations sont isolables par batardeaux.

Un ponton flottant disposant de plaques anti-hydrocarbures est installé devant la station de pompage.

Le système de filtration (CFI) fournit principalement l'eau :

- au système SEC pour le refroidissement du RRI,
- au système CRF pour le refroidissement du condenseur,
- au système SEN pour le refroidissement des auxiliaires de la salle des machines,
- au système SRU pour le refroidissement des deux files EVU et de la troisième file PTR. Les pompes SRU peuvent puiser dans deux voies de filtration différentes, et en dernier recours dans le bassin de rejet de tranche.

Les systèmes de prise d'eau et de filtration de l'eau brute sont décrits au chapitre 9.

## 7. DESCRIPTION DU TRAITEMENT DES EFFLUENTS

Les effluents radioactifs ou susceptibles d'être contaminés sont collectés séparément selon leur état (gaz, liquide ou solides), leur qualité (réutilisables ou usés) et leur degré de pollution chimique et radioactive, par différents circuits et dirigés vers les installations de traitement des effluents liquides, gazeux et solides. Les liquides sont stockés, si nécessaire, traités et contrôlés (caractéristiques physico-chimiques et activité) avant réutilisation dans la centrale ou rejet à l'extérieur. Les gaz sont rejetés à l'extérieur après passage sur des lits à retard assurant la décroissance radioactive des gaz rares (pour les effluents gazeux collectés par le TEG) et sur des filtres HEPA (et pièges à iode si nécessaire). Les déchets solides sont conditionnés avant évacuation hors du site.

Les effluents primaires réutilisables, issus des décharges d'eau primaire liées au fonctionnement de la centrale et en provenance du circuit primaire et du circuit RCV, sont collectés et dirigés vers le circuit de traitement des effluents primaires TEP et sont recyclés (si leur caractéristiques physico-chimiques et leur activité — en tritium notamment — le permettent) en eau (distillats) et acide borique (concentrats) d'appoint pour le circuit primaire. Dans cette catégorie, est également incluse une grande partie des fuites contrôlées et des purges d'équipement des circuits véhiculant du fluide primaire, collectées par RPE et dirigées vers le circuit TEP. Les distillats non recyclables sont transférés au système de traitement des effluents usés pour stockage et contrôle avant transfert vers le circuit de contrôle et de rejet des effluents liquides KER (ou exceptionnellement au système de réservoirs supplémentaire de santé TER).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.2

SECTION : 1.2.4

PAGE : 14/14

STANDARD

Les effluents usés, en provenance des installations nucléaires, sont collectés par le système RPE et dirigés vers le système de traitement des effluents usés TEU situé dans le BTE EPR ou vers le circuit de recueil, de contrôle et de rejet des exhaures de la salle des machines 0SEK. Afin de faciliter leur traitement ou pour éviter une dispersion de contamination, une sélection est opérée, selon le degré de pollution chimique et radioactive. Pour cela, la collecte des effluents usés est organisée en 3 catégories :

- drains résiduaire (fluide primaire pollué provenant des rinçages des circuits),
- drains de planchers (fluide potentiellement contaminé provenant des fuites exceptionnelles de circuits et des lavages des sols des bâtiments nucléaires),
- drains chimiques (fluide réputé chimiquement pollué et actif, provenant notamment des laboratoires et des circuits de décontamination du fluide primaire).

Après traitement et/ou contrôle dans le BTE, les effluents liquides usés sont dirigés vers les systèmes de site existants (circuit de contrôle et de rejet des effluents liquides KER, système de réservoirs supplémentaires de santé TER).

La collecte et/ou le traitement des effluents gazeux sont répartis entre différents systèmes : RPE partie effluents gazeux pour une partie de la collecte, TEG pour la recombinaison d'hydrogène et la décroissance radioactive de gaz rares et certains systèmes de ventilation (DWN, EBA, DWL notamment).

La collecte et le traitement des déchets solides sont répartis entre le système de tranche TES et la partie du système 8TES situé dans le BTE EPR qui comprend des installations d'entreposage et de conditionnement.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.3  
SECTION : -  
PAGE : 1/3  
STANDARD

**SOMMAIRE**

**1.3. TABLEAU DE COMPARAISON – COMPARAISON AVEC DES RÉACTEURS DE  
CONCEPTION SIMILAIRE (N4 ET KONVOI) ..... 3**



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.3

SECTION : -

PAGE : 2/3

STANDARD

**TABLEAUX :**

1.3 TAB 1 COMPARAISON AVEC DES RÉACTEURS DE CONCEPTION SIMILAIRE (N4  
ET KONVOI)



### **1.3. TABLEAU DE COMPARAISON – COMPARAISON AVEC DES RÉACTEURS DE CONCEPTION SIMILAIRE (N4 ET KONVOI)**

Un tableau de comparaison des principales données du palier français N4 et Konvoi Allemand avec l'EPR est présenté ci-après.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.3      SECTION : -  
TABLEAU : 1  
PAGE : 1/18              STANDARD

**1.3 TAB 1 : COMPARAISON AVEC DES RÉACTEURS DE CONCEPTION SIMILAIRE (N4 ET KONVOI)**

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<b>GÉNÉRALITÉS</b>				
Puissance électrique nette	MWe	≈1675	1475	1365
Puissance thermique (cœur)	MWth	4500 <sup>1</sup>	4250	3850
Rendement	%	36	34,5	35,4
Durée de vie	Années	60	40	40
Programme de température		La température moyenne cœur est constante dans la partie haute de la plage de charge (entre 60 et 100% de la puissance nominale)	Décroissance linéaire de la température moyenne cœur entre 100 et 0% de puissance (la température branche froide varie faiblement dans une plage ≤4°C)	La température moyenne cœur est constante dans la partie haute de la plage de charge (entre 50 et 100% de la puissance nominale)
<b>CIRCUIT PRIMAIRE PRINCIPAL (RCP)</b>				
Nombre de boucles		4	4	4
Pression de fonctionnement du CPP (abs)	MPa	15,5	15,5	15,8
Pression de dimensionnement du CPP (abs) dans les conditions T/H	MPa	17,6	17,2	17,6
Température d'entrée cuve dans les conditions T/H	°C	295,6 <sup>1</sup>	292,1	291
Température de sortie cuve dans les conditions T/H	°C	329,8 <sup>1</sup>	329,1	324,5

1. Cette valeur correspond à la valeur qui a conduit à la Demande d'Autorisation de Création (DAC)



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.3      SECTION : -  
 TABLEAU : 1  
 PAGE : 2/18      STANDARD

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
Matériaux		[ ]	[ ] [ ] [ ]	[ ]
Prise en compte du principe d'exclusion de rupture		Oui	Non	Oui
<b>CONCEPTION MÉCANIQUE DU CŒUR</b>				
<b>Assemblage combustible</b>				
Principe de pilotage à puissance nominale		Mode T : · Séparation groupes de contrôle/groupes d'arrêt  · Groupes d'arrêt noirs et groupes de contrôle noirs et gris (5 groupes de contrôle).	Mode X : 4 groupes « gris » partiellement insérés  Mode A : Pas de grappes de contrôle profondément insérées	Mode S : Groupes « noirs » uniquement  Pas de séparation groupes de contrôle/groupes d'arrêt
Géométrie des assemblages combustibles		17 x 17-24	17 x 17-25	18 x 18 -24
Nombre d'assemblages combustibles		241	205	193
Nombre de grappes de contrôle		89 (81 grappes noires et 8 grappes grises)	73 (65 noires et 8 grappes grises)	61 (grappes noires seulement)
Longueur active de l'assemblage combustible (dans les conditions à froid)	mm	4200	4270	3900
Longueur totale de l'assemblage combustible	mm	4802	4800	4830





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.3

SECTION : -

TABLEAU : 1

PAGE : 3/18

STANDARD

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
Poids du combustible par assemblage ( en UO <sub>2</sub> )	kg	[ ]	[ ]	[ ]
<b>Crayons combustibles</b>				
Nombre de crayons		63865 (265 crayons /assemblage)	54120	57900
Diamètre extérieur	cm	0,95	0,95	0,95
Pas du réseau	cm	1,26	1,26	1,27
Densité de puissance linéique moyenne	W/cm	[ ]	[ ]	[ ]
Epaisseur de gaine	cm	0,057	0,057	0,0641
<b>Pastilles combustible</b>				
Composition		UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub> ou MOX
Enrichissement (max) U 235	%	≤ 4,2	3,4	4,0
Taux d'épuisement moyen de décharge	MWd /kgHM	< 58	40	50
Capacité MOX		Pas de gestion MOX sur l'EPR actuellement	Pas de gestion MOX sur le N4 actuellement	Oui (50%)
<b>Grille</b>				
Réseau de crayons		17 x 17	17 x 17	18 x 18
<b>Structure du cœur</b>				
Cloisonnement du cœur		Réflecteur lourd	Cloisonnement vissé	Cloisonnement soudé



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.3      SECTION : -  
 TABLEAU : 1  
 PAGE : 4/18      STANDARD

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<b>Débit du réfrigérant primaire</b>				
Débit massique total aux conditions nominales	kg/s	[ ]	[ ]	[ ]
Débit massique dans le cœur aux conditions nominales	kg/s	[ ]	[ ]	[ ]
<b>Instrumentation du cœur</b>				
Instrumentation Excore		Chaînes de mesures de flux	Chaînes de mesures de flux	Chaîne de mesures du flux
Instrumentation Incore		« montage sur le couvercle de la cuve » 40 doigts de gant de mesures aero-ball 12 doigts de gants de détection fixes pour un total de 72 détecteurs à neutrons et 36 (12x3) thermocouples fixes de sortie cœur	« montage par le bas de la cuve » 6 détecteurs mobiles de mesure de fission 60 assemblages combustibles instrumentés 52 thermocouples de sortie cœur	« montage sur le couvercle de la cuve » 28 doigts de gant de mesures aero-ball 8 doigts de gant de détection fixes 48 (8x6) détecteurs 24 (8x3) thermocouples de sortie cœur



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.3

SECTION : -

TABLEAU : 1

PAGE : 5/18

STANDARD

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<b>CUVE</b>				
<b>Dimensionnement de la cuve</b>				
Pression de dimensionnement / en service (abs)	MPa	17,6/15,5	17,2/15,5	17,6/15,8
Température de dimensionnement	°C	351	343	350
Fluence fin de vie (objectif de dimensionnement)	n/cm <sup>2</sup>	[ ] 2,5x10 <sup>19</sup> (OUT-IN) FDV RT <sub>NDT</sub> < 30°C (60 ans)	[ ]	[ ]
Tubulures		[ ]	[ ]	[ ]
Support		[ ]	[ ]	[ ]
Épaisseur de paroi de la virole cylindrique + épaisseur du revêtement	mm	[ ]	[ ]	[ ]
Diamètre intérieur au niveau du cœur	mm	4870	4486	5000
Matériau		[ ]	[ ]	[ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.3

SECTION : -

TABLEAU : 1

PAGE : 6/18

STANDARD

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<b>POMPES PRIMAIRES</b>				
Débit (Best Estimate – valeur de dimensionnement)	m <sup>3</sup> /h	[ ]	[ ]	[ ]
Hauteur manométrique (Best Estimate – valeur de dimensionnement)	m	[ ]	[ ]	[ ]
<b>Moteur</b>				
Puissance nominale (à chaud / à froid)	kW	[ ]	[ ]	[ ]
<b>GÉNÉRATEURS DE VAPEUR</b>				
Pression de dimensionnement de l'enveloppe secondaire (abs)	MPa	10,0	9,1	8,83
Pression vapeur en arrêt à chaud (0%PN) (abs)	MPa	9,0	≈ 8,1	≈ 8,0
Pression de saturation (abs)	MPa	7,8	7,31	6,55
Pression vapeur à la sortie des générateurs de vapeur (abs)	MPa	7,69	7,23	6,45
Débit de vapeur principale	kg/s	2552 (4 x 638,1)	2402	2050
Surface totale d'échange	m <sup>2</sup>	[ ]	[ ]	[ ]
Masse d'eau dans la partie secondaire du GV à pleine charge	Tonnes	[ ]	[ ]	[ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.3

SECTION : -

TABLEAU : 1

PAGE : 7/18

STANDARD

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
Température de l'eau alimentaire à l'entrée des GV à 100% de puissance	°C	230	229,5	218
Nombre de tubes en U		[ ]	[ ]	[ ]
Diamètre extérieur des tubes en U	mm	[ ]	[ ]	[ ]
Matériau de l'enveloppe sous pression		[ ] 20 MND 5	[ ]	[ ]
Matériau des tubes		[ ]	[ ]	[ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.3      SECTION : -  
TABLEAU : 1  
PAGE : 8/18      STANDARD

<b>SYSTÈMES / PARAMÈTRES</b>	<b>UNITÉ</b>	<b>EPR</b>	<b>Palier N4</b>	<b>Réacteur KONVOI</b>
<b>SYSTÈME DE REFROIDISSEMENT À L'ARRÊT</b>				
Localisation du système de refroidissement à l'arrêt		Hors enceinte	Dans l'enceinte	Hors enceinte
Nombre de pompes		4 (pompes RIS BP)	2	4 mixtes avec l'ISBP
Hauteur manométrique à débit nul	mCE	[ ]	[ ]	[ ]
<b>PRESSURISEUR</b>				
Diamètre de la tubulure d'expansion du pressuriseur	mm	[ ]	[ ]	[ ]
Fixation de la ligne d'expansion		axial	axial	latéral
Puissance installée nominale totale	kW	[ ]	[ ]	[ ]
Volume interne	m <sup>3</sup>	75	60	65
Capacité par soupape de sûreté (valeur minimale)	kg/s	[ ]	[ ]	[ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.3      SECTION : -  
TABLEAU : 1  
PAGE : 9/18      STANDARD

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<b>CONCEPTION DU RIS-RA</b>				
<i>Pompes d'injection de sécurité moyenne pression</i>				
Nombre de pompes		4	2 via un collecteur	4
Hauteur manométrique à débit nul (Pour des valeurs de débit minimales)	mCE	[ ]	[ ]	[ ]
Injection des RIS MP		En branche froide	En branche froide	En branche froide / branche chaude
<i>Pompes d'injection de sécurité basse pression ISBP</i>				
Nombre de pompes		4	2 via un collecteur	4
Injection des RIS BP		En branche froide (court terme) et en branche chaude (long terme)	En branche froide pour le court terme (froide et chaude pour le long terme)	En branche froide et chaude
Hauteur manométrique à débit nul (Pour des valeurs de débit minimales)	CE	[ ]	[ ]	[ ]
<i>Accumulateurs</i>				
Nombre d'accumulateurs		4	4	8
Localisation de l'injection		En branche froide	En branche froide	En branche froide et chaude
Pression d'injection (abs)	MPa	[ ]	[ ]	[ ]
Volume total	m <sup>3</sup>	[ ]	[ ]	[ ]
Concentration nominale de bore (en bore naturel équivalent)	ppm	[ ]	[ ]	[ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.3      SECTION : -  
TABLEAU : 1  
PAGE : 10/18      STANDARD

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<b>Système de borication</b>				
Système utilisé en fonctionnement normal		Système de contrôle volumétrique et chimique (RCV)	Système de contrôle volumétrique et chimique (RCV)	Système de contrôle volumétrique et chimique (RCV)
Système de sûreté		Système de borication de secours(2 trains)	Système de contrôle volumétrique et chimique (RCV) Utilisation du RCV pour la phase long terme (phase manuelle) RIS MP et décharge du CPP (par les soupape de sécurité pressuriseur si le RCV est indisponible ou inefficace)	Système de borication de secours(4 trains)
Débit minimum par train	m <sup>3</sup> /h	[ ]		
<b>Alimentation en eau</b>				
En fonctionnement normal		Système d'alimentation en eau principal (ARE)	Système d'alimentation en eau principal (ARE)	Système d'alimentation en eau principal (ARE)
En phase d'arrêt et de démarrage		Systèmes dédiés pour les opérations d'arrêts et de démarrage (1 pompe) : AAD ou CEX	Utilisation du système d'alimentation de secours ASG	Système dédié pour les opérations d'arrêts et de démarrage avec 2 pompes, toutes deux alimentées par une alimentation électrique secourue





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.3      SECTION : -  
 TABLEAU : 1  
 PAGE : 11/18      STANDARD

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
Conditions incidentelles et accidentelles		Système d'alimentation de secours 4 trains séparés et indépendants avec banalisations  Les 4 pompes ASG sont entraînées par des moteurs électriques secourues par les diesels principaux et 2 pompes sont secourues par les diesels SBO	système d'alimentation de secours 4 pompes via banalisation (2 par 2) 2 moto-pompes électriques 2 turbo-pompes	système d'alimentation de secours 4 trains séparés et indépendants avec des banalisations  Chaque pompe est entraînées par : - diesel (directement) et - moteur électrique (sans alimentation secourue )
Débit ASG minimal par train	m <sup>3</sup> /h	90	[ ]	
<b>SYSTEME DE REFROIDISSEMENT DES PISCINES</b>				
Volume de la piscine combustible	m <sup>3</sup>	≈ 1595	1150	
		2 trains principaux (2 pompes par train principaux) et un train de secours (1 pompe)	2 trains (1 pompe par train)	
Débit nominal	kg/s	Pompes de refroidissement des trains principaux : 250  Pompe de secours : 164,5	Pompes de refroidissement : 105,6	
<b>SYSTÈME DE RÉFRIGÉRATION INTERMÉDIAIRE DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE RRI</b>				
		4 trains (1 pompe par train, 1 échangeur par train)	2 trains (2 pompes par train, 2 demi-échangeur par train)	
<b>Pompes principales</b>				
Plage de débit	m <sup>3</sup> /h	Min = 1517 ; Max = 3050	[ ]	
Plage de hauteur manométrique	mCE	Min = 58,1 ; Max = 70,4	[ ]	



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.3

SECTION : -

TABLEAU : 1

PAGE : 12/18

STANDARD

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<i>Echangeurs</i>				
Débit du fluide coté chaud	kg/s	900	[ ]	
Température d'entrée du fluide chaud	°C	44,5	[ ]	
Température de sortie du fluide chaud	°C	35	[ ]	
Débit du fluide froid	kg/s	950	[ ]	
Température d'entrée du fluide froid	°C	26	[ ]	
Température de sortie du fluide froid	°C	35	[ ]	



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.3

SECTION : -

TABLEAU : 1  
PAGE : 13/18

STANDARD

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<b>CIRCUIT D'EAU BRUTE SECOURUE</b>				
Nombre de pompes		4 (4 trains)	4 (2 trains, 2 pompes 100% /train)	
Débit nominal par pompe		950 kg/s	[ ]	
<b>DISTRIBUTION ÉLECTRIQUE</b>				
Alimentation en fonctionnement normal		4 trains indépendants dans 2 divisions	2 trains indépendants en 2 divisions	4 trains indépendants en 4 divisions
Alimentations de secours		Concept 4 trains, 4 divisions 4 diesels principaux d'une puissance de ≈ 7MWe environ chacun dans des bâtiments séparés géographiquement (10 kV) 2 petits diesels d'ultime secours(690 V)Diversité par tailles différentes de diesel et par différentes tensions(10kV, 690V)	Concept 2 trains, 2 divisions 2 diesels de 8MWe chacun dans deux bâtiments séparés Diversité de 2 diesels par ajout : d'un turbo alternateur de 135kW pour la conduite court terme alimenté par la vapeur secondaire et d'une turbine à gaz de 7MWe pour le long terme	Concept 4 trains, 4 divisions 4 diesels (5MWe chacun) dans des bâtiments dédiés et 4 diesels d'ultimes secours (0.96 kVA chacun) dans des bâtiments séparés et complètement protégés Diversité par taille des diesels différentes



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.3      SECTION : -  
TABLEAU : 1  
PAGE : 14/18      STANDARD

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<b>Contrôle commande</b>				
Technologie		Numérique	Numérique	Analogique, liaisons câblées technologie numérique et informatique pour certaines applications
Salle de commande		Pilotage à l'aide d'écrans informatiques (excepté pour le panneau de commande sûreté) Protégé contre les agressions externes	Pilotage à l'aide d'écrans informatiques (excepté pour le panneau de commande sûreté) Protégé contre les agressions externes	Conventionnel avec un système d'assistance numérique Protégé contre les agressions externes
Station de repli		Station de repli avec écrans informatiques pour rejoindre et maintenir le réacteur dans un état sûr pour le cas d'indisponibilité de la salle de commande Protégé contre les agressions externes	Panneau de repli conventionnel pour rejoindre et maintenir le réacteur dans un état sûr en cas d'indisponibilité de la salle de commande principale Protégé contre les agressions externes	Station de commande de sécurité (dans un bâtiment séparé) pour maintenir le réacteur dans un état sûr en cas d'indisponibilité de la salle de commande principale Protégé contre les agressions externes



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.3      SECTION : -  
 TABLEAU : 1  
 PAGE : 15/18      STANDARD

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<b>ENCEINTE</b>				
		Concept deux enceintes	Concept deux enceintes	Concept deux enceintes
Enceinte interne		Béton précontraint (1,3 m)	Béton précontraint	Enceinte sphérique en acier [ ]
		avec peau métallique	sans peau	
Enceinte externe		Béton armé (1.80 m) Espace entre enceinte en dépression	Béton armé [ ] Espace entre enceinte en dépression	Béton armé [ ] Entre enceinte en dépression
Critère de débit de fuite lors des pics de pression et température dans l'enceinte de confinement	vol%/jour	< 0,3	[ ]	[ ]
Système de contrôle de la pression lors des accidents graves		(système d'aspersion et de refroidissement de l'eau de la piscine en fond de bâtiment réacteur) 2 trains requis à court terme et 1 train requis à long terme	Décompression de l'enceinte par éventage sous filtration	Décompression de l'enceinte par éventage sous filtration
Pression de dimensionnement (abs)	MPa	0,55	0,53	0,63
Pression de vérification de l'étanchéité (abs)	MPa	0,65		
Volume interne	m <sup>3</sup>	≈ 80 000	72 700	70 000
Diamètre	m	46,8 (cylindrique)	[ ]	[ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.3

SECTION : -

TABLEAU : 1

PAGE : 16/18

STANDARD

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<b>Aspersion enceinte</b>				
Prévue dans le cadre des événements PCC		non	2 trains (100 %) hors enceinte	non

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<b>BÂCHE PTR</b>				
			Bâche externe en acier inoxydable	
Localisation		Dans l'enceinte	Hors enceinte	Dans l'espace annulaire
Nombre		1	1	4
Volume total d'eau	m <sup>3</sup>	Min = 1854 ; Max = 2020	[ ]	[ ]
<b>CAS DE CHARGES PRIS EN COMPTE POUR LE SÉISME ET L'EXPLOSION</b>				
Séisme pris à la conception		EUR-spectra / 0,25 g	[ ]	[ ]
Onde de surpression Explosion	kPa	10	[ ]	

[ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.3

SECTION : -

TABLEAU : 1  
PAGE : 17/18

STANDARD

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<b>GROUPE TURBO-ALTERNATEUR</b>				
<i><b>Turbine</b></i>				
Nombre		1 par tranche	1 par tranche	1 par tranche
Vitesse de rotation	tr/min	1500	1500	1500
Architecture		1 corps haute pression 1 corps moyenne pression 3 corps basse pression	1 corps haute pression 1 corps moyenne pression 3 corps basse pression	
Longueur turbine	m	≈ 50 m	50,4	
Soutirages de vapeur	/	7	6	
<i><b>Admission turbine</b></i>				
Débit	kg/s	≈ 2559	[ ]	
Pression	bar abs	≈ 75,2 (pour 4524MWth)	[ ]	
Température	°C	≈ 291	[ ]	
<i><b>Sortie HP</b></i>				
Pression	bar abs	≈ 11,6	[ ]	
Température	°C	≈ 184	[ ]	
<i><b>Séparateur surchauffeur</b></i>				
Nombre	/	2	2	
<i><b>Admission moyenne pression et basse pression</b></i>				
Pression	bar abs	≈ 11,2	[ ]	



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.3

SECTION : -

TABLEAU : 1  
PAGE : 18/18

STANDARD

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
Température	°C	≈ 277	[ ]	
<i>Pression au condenseur</i>	mbar abs	≈ 46	[ ]	
<i>Alternateur</i>				
Puissance active nominale	MW	≈ 1750	[ ]	
Tension	kV	23	20	
Refroidissement du rotor	/	hydrogène	hydrogène	
Refroidissement du stator	/	eau	eau	





## SOMMAIRE

<b>1.4. ORGANISATION AU STADE DE LA CONCEPTION, DE LA CONSTRUCTION ET DE L'EXPLOITATION .....</b>	<b>3</b>
<b>1. IDENTIFICATION DES PRINCIPAUX PARTICIPANTS .....</b>	<b>3</b>
<b>2. L'ORGANISATION D'EDF .....</b>	<b>4</b>
<b>2.1. L'ORGANISATION DE LA DIRECTION INGÉNIERIE ET PROJETS NOUVEAU NUCLÉAIRE .....</b>	<b>4</b>
<b>2.1.1. LE CENTRE NATIONAL D'ÉQUIPEMENT NUCLÉAIRE .....</b>	<b>4</b>
<b>2.1.2. LE CENTRE NATIONAL D'EQUIPEMENT DE PRODUCTION D'ELECTRICITÉ .....</b>	<b>4</b>
<b>2.1.3. LE SERVICE D'ETUDES ET PROJETS THERMIQUES ET NUCLÉAIRES .....</b>	<b>5</b>
<b>2.1.4. LE CENTRE D'EXPERTISE ET D'INSPECTION DANS LES DOMAINES DE LA RÉALISATION ET DE L'EXPLOITATION .....</b>	<b>5</b>
<b>2.1.5. LA DIRECTION DE PROJET FLAMANVILLE 3 (DPFA3) .....</b>	<b>6</b>
<b>2.2. L'ORGANISATION D'EDF POUR LE PROJET EPR .....</b>	<b>6</b>
<b>3. L'ORGANISATION DE SOFINEL .....</b>	<b>8</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.4

SECTION : -

PAGE : 2/10

STANDARD

**FIGURES :**

- 1.4 FIG 1 ORGANIGRAMME DE L'ÉQUIPE DE DIRECTION (COMEX) DU GROUPE EDF
- 1.4 FIG 2 ORGANIGRAMME DE LA DIRECTION INGÉNIERIE ET PROJETS NOUVEAU  
NUCLÉAIRE
- 1.4 FIG 3 ORGANISATION DU PROJET EPR FLAMANVILLE 3
- 1.4 FIG 4 ORGANISATION DES ACTIVITÉS D'INGÉNIERIE SUR LE PROJET EPR
- 1.4 FIG 5 ORGANIGRAMME SOFINEL



## **1.4. ORGANISATION AU STADE DE LA CONCEPTION, DE LA CONSTRUCTION ET DE L'EXPLOITATION**

### **1. IDENTIFICATION DES PRINCIPAUX PARTICIPANTS**

L'organisation au stade de la conception, de la construction, et de l'exploitation découle des rôles et responsabilités respectifs d'EDF et des constructeurs entrepreneurs ou prestataires de service qui participent à la conception, la réalisation, l'exploitation et la mise à l'arrêt des installations de production d'énergie électrique.

EDF intervient en tant que :

- propriétaire-investisseur,
- concepteur,
- exploitant,
- responsable du cycle du combustible et des déchets associés.

Les constructeurs, entrepreneurs et prestataires de service participent de façon plus ou moins étendue à l'exécution :

- des études,
- de la construction, de la fabrication et des montages,
- des essais et de la mise en service.

Ce sous-chapitre précise l'organisation générale des principaux participants, en insistant plus particulièrement sur les structures concernées par les aspects de sûreté :

- la Direction Ingénierie et Projets Nouveau Nucléaire (DIPNN), responsable au sein du groupe EDF de la construction et de la mise en service des centrales nucléaires,
- la Direction du Parc Nucléaire et Thermique, responsable au sein du groupe EDF de l'exploitation et de la mise à l'arrêt des centrales nucléaires,
- AREVA NP, responsable des études, de la fabrication en usine, du montage et de la mise en service industrielle de la chaudière nucléaire de la tranche,
- SOFINEL, filiale d'EDF et d'AREVA NP, responsable en appui à la Direction Projet Flamanville 3 (DPFA3) et au CNEN, d'études de conception de l'îlot nucléaire hors chaudière.

L'organisation au stade de l'exploitation est décrite dans le chapitre I des Règles Générales d'Exploitation.



## **2. L'ORGANISATION D'EDF**

### **2.1. L'ORGANISATION DE LA DIRECTION INGÉNIERIE ET PROJETS NOUVEAU NUCLÉAIRE**

Au sein du groupe EDF (voir figure 1.4 FIG 1), la Direction Ingénierie et Projets Nouveau Nucléaire (DIPNN) est en charge du nouveau nucléaire et de la préparation du futur.

La Direction Ingénierie et Projets Nouveau Nucléaire comprend 4 unités et 2 Directions de Projet (voir figure 1.4 FIG 2) :

- le Centre National d'Équipement Nucléaire (CNEN),
- le Centre National d'Équipement de Production d' Electricité (CNEPE),
- le Service d'Etudes et Projets Thermiques Et Nucléaire (SEPTEN),
- le Centre d'Expertise et d'Inspection dans le Domaine de la Réalisation et de l'Expertise (CEIDRE),
- la Direction de Projet Flamanville 3,
- la Direction de projet EPR Nouveau Modèle.

#### **2.1.1. Le Centre National d'Équipement Nucléaire**

Le Centre National d'Équipement Nucléaire (CNEN), basé à MONTROUGE, est en charge de l'ingénierie des nouveaux réacteurs. Il assure les missions de :

- Responsable de la conception et de la réalisation de l'EPR ;
- Conception détaillée de l'îlot nucléaire de l'EPR, du fonctionnement général conduite et contrôle commande ;
- Architecte ensemblier des projets nouveaux nucléaires neufs d'EDF en France et à l'international ;
- Pilotage de la certification et de la réalisation sur site en France, appui à la maîtrise d'oeuvre à l'étranger ;
- Pilotage de certains contrats de l'îlot nucléaire ;
- Développement et exploitation d'outils d'ingénierie, notamment des outils de conception assistée par ordinateur pour l'ingénierie nucléaire.

#### **2.1.2. Le Centre National d'Équipement de Production d'Electricité**

Le Centre National d'Équipement de Production d'Electricité (CNEPE), basé à TOURS, a en charge l'ingénierie de l'îlot conventionnel, de la source froide et des installations de site des centrales nucléaires. Il assure les missions de :

- Responsable pour la construction neuve de la conception de la partie conventionnelle de l'installation et de la source froide ;
- Appui technique aux projets développés par EDF à l'international ;



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.4

SECTION : -

PAGE : 5/10

STANDARD

- Sur le Parc en exploitation, appui en temps réel auprès des unités pour les parties conventionnelles ;
- Conception et pilotage des modifications techniques des installations (salle des machines, station de pompage,...) et des opérations de remplacement sur les gros composants (alternateurs, réchauffeurs, pôles transformateur principal,...) pour contribuer à l'allongement de la durée de fonctionnement des installations ;
- Pilotage de la moitié des équipes dédiées sur site pour assurer la maîtrise d'oeuvre des modifications et maintenance du génie civil des centrales.

### **2.1.3. Le Service d'Etudes et Projets Thermiques Et Nucléaires**

Le Service d'Etudes et Projets Thermiques Et Nucléaires (SEPTEN) est le bureau d'études central de la DIPNN (Direction Ingénierie et Projets Nouveau Nucléaire) basé à VILLEURBANNE. Le SEPTEN est en charge pour la DIPNN de la doctrine technique de conception et de la conduite de la préparation de l'avenir dont la recherche et développement. Ses missions sont :

- Etablir la doctrine de conception des installations et des matériels nucléaires (principes, règles, spécifications techniques) ;
- Assurer la démonstration de la sûreté de ces installations et matériels, depuis leur conception jusqu'à l'arrêt définitif ;
- Assurer la cohérence des produits combustibles nucléaires et optimiser leur utilisation en réacteur ;
- Préparer les moyens de production du futur :
  - Contribuer à la mise au point de nouveaux modèles de réacteurs nucléaires de 3<sup>ème</sup> génération ;
  - Contribuer à la préparation de ceux de 4<sup>ème</sup> génération ;
- Piloter les activités de R&D d'EDF dans le domaine du nucléaire ;
- Piloter le développement et la validation des outils et méthodes de calcul.

### **2.1.4. Le Centre d'Expertise et d'Inspection dans les Domaines de la Réalisation et de l'Exploitation**

Le Centre d'Expertise et d'Inspection dans les Domaines de la Réalisation et de l'Exploitation (CEIDRE), basé à SAINT-DENIS, fournit à ses partenaires, en France et à l'étranger, tous les éléments pour garantir la maîtrise de la fabrication, du montage et du comportement en service des matériels composant leurs ouvrages de production.

Pour le compte de la Direction Ingénierie et Projets Nouveau Nucléaire et la Direction du Parc Nucléaire et Thermique, le CEIDRE a les missions :

- En amont de l'exploitation, de :
  - garantie du respect des exigences techniques et réglementaires relatives aux matériaux,
  - surveillance des fabrications des matériels destinés aux centrales nucléaires,
  - veille sur le conditionnement chimique des circuits primaires, secondaires et tertiaires,
  - contribution aux choix des sites d'implantation,



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.4

SECTION : -

PAGE : 6/10

STANDARD

- fourniture de données d'entrée pour les études d'impact sur l'environnement,
- En phase d'exploitation, de :
  - surveillance des examens non destructifs,
  - réalisation des expertises destructives en laboratoire,
  - élaboration de méthodes pour la surveillance de l'environnement (chimie, radiochimie, microbiologie),
  - analyse des phénomènes à risques sanitaires ou environnementaux en laboratoire,
- En matière de retour d'expérience, de :
  - capitalisation du REX,
  - acteur dans le domaine des codes et normes nucléaires.

#### **2.1.5. La Direction de Projet Flamanville 3 (DPFA3)**

La DPFA3, basé à MONTROUGE, est l'exploitant de l'INB par délégation et assume la MOA dans le domaine de la sécurité. Il assure les missions de :

- Pilotage global du projet ;
- Pilotage et surveillance des contrats chaudière et contrôle commande ;
- Coordination des activités du CNEN, du CNEPE (via le Chef de projet délégué), de la DIPDE (Division de l'Ingénierie du Parc, de la Déconstruction et de l'Environnement), de la DP2D (Direction Projets Déconstruction et Déchets), du SEPTEN, du CEIDRE, de SOFINEL et les relations avec les représentants de l'exploitant ;
- Rendre compte à l'ASN des événements significatifs vis-à-vis de la sûreté, de la radioprotection et de l'environnement en se faisant assister par le CNEN, le SEPTEN, Le CEIDRE, le CNEPE, de la DIPDE et de la DP2D, si nécessaire.

#### **2.2. L'ORGANISATION D'EDF POUR LE PROJET EPR**

Sous l'égide de la DIPNN commanditaire du projet, les Directions impliquées dans le projet sont les suivantes :

A l'extérieur de la Direction Ingénierie et Projets Nouveau Nucléaire :

- **La Direction Financière** qui suit les projets nucléaires et qui au travers du Contrôle de Gestion de la Direction Production Ingénierie s'assure de la maîtrise des coûts du projet,
- **La Direction des Achats** qui au travers de DAPI (Direction Achats Production Ingénierie) a en charge la préparation, la négociation et le suivi pour les aspects contractuels des contrats de fourniture d'équipements et matériels de la tête de série EPR,
- **La Direction Juridique** qui apporte son soutien pour la préparation des dossiers requis pour les procédures administratives et pour l'ensemble des documents contractuels avec les fournisseurs,



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.4

SECTION : -

PAGE : 7/10

STANDARD

- La Direction du Parc Nucléaire et Thermique qui est en charge :
  - de vérifier la prise en compte à la conception des besoins de l'exploitant en matière de conduite et maintenance, de faire bénéficier l'EPR du Retour d'Expérience acquis tout au long de l'exploitation des tranches du Parc, de s'assurer que les options retenues sont cohérentes avec les positions EDF prises pour le Parc en Exploitation (responsabilité de la Division Production Nucléaire),
  - de réaliser le cahier des charges et l'approvisionnement pour le combustible du réacteur EPR (Responsabilité de la Division Combustible Nucléaire),
  - de réaliser les études environnementales et la préparation des opérations de déconstruction (Responsabilité de la Division de l'Ingénierie du Parc, de la Déconstruction et de l'Environnement).

A l'intérieur de la Direction Ingénierie et Projets Nouveau Nucléaire :

- **Les Unités d'ingénierie de la DIPNN** sont en charge de l'ensemble des activités d'ingénierie nécessaires pour la construction et la mise en service de la tête de série EPR.
- **La Direction de Projet Flamanville 3** est en charge du pilotage opérationnel global du projet (voir figure 1.4 FIG 3). Par délégation du COMEX, la DIPNN, sous l'autorité de son directeur, assure la MOA du projet. Elle en confie la MOE à la Direction de Projet FA3. La DPFA3 est exploitant de l'INB par délégation et assume la MOA dans le domaine de la sécurité.

La définition des responsabilités respectives lors de la construction et des essais est précisée au chapitre 14.

Les activités techniques du Projet EPR sont réparties en trois niveaux (voir figure 1.4 FIG 4) :

- **Le niveau 1 a en charge les activités traditionnelles d'Architecte Ensemble regroupant :**
  - les tâches projet (coût, planning, procédures, reporting,...),
  - le management technique du projet (référentiel technique, dossiers d'installation et de fonctionnement général, gestion des interfaces, listes de documents, cahier des charges systèmes et bâtiments...),
  - les relations externes (Autorité de Sécurité, Administrations,...),
  - la préparation, la négociation et le suivi technique des contrats « Chaudière Nucléaire », Contrôle-Commande, Salle des Machines, des contrats de site et du contrat d'étude de l'îlot nucléaire hors chaudière,
  - la définition du lotissement contractuel et le pilotage des achats,
  - le pilotage et la coordination des activités de construction et mise en service sur site.

Ces activités sont assurées par la Direction de Projet Flamanville 3 (pour le pilotage global du projet), le CNEN (pour l'îlot nucléaire et le bâtiment des effluents) et le CNEPE (pour l'îlot conventionnel et les bâtiments de site) avec le support :

- du SEPTEN pour les aspects doctrine et référentiel techniques, études relatives au combustible ainsi que les Etudes Probabilistes de Sécurité,
- du CEIDRE pour la surveillance des fabrications pour l'ensemble des matériels,



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.4  
SECTION : -  
PAGE : 8/10  
STANDARD

- de SOFINEL pour les études relatives à l'installation, aux systèmes de ventilation, d'incendie et de servitudes et aux contrats liés à ces domaines (tuyauteries et robinetterie, IEG/IED, portes, instrumentation),
- de la DIPDE (Direction de l'ingénierie du Parc, de la déconstruction et de l'environnement au sein de la Direction du Parc Nucléaire et Thermique) pour les aspects environnementaux.

- **Le niveau 2 est en charge de :**

- la rédaction des spécifications techniques détaillées des matériels et des bâtiments,
- l'évaluation technique des offres des fournisseurs et le support correspondant lors de la négociation,
- la préparation des documents d'exécution pour la construction et l'exploitation (plans guide de génie civil et d'installation, maquette 3D, dossiers de systèmes élémentaires, dossiers descriptifs des bâtiments, documents d'essais, documents de maintenance et d'exploitation,...),
- la préparation de certains dossiers techniques pour l'Autorité de Sûreté,
- la supervision technique des études détaillées et des fabrications réalisées par les fournisseurs au niveau 3.

Ces activités de niveau 2 sont assurées par :

- AREVA NP pour la chaudière,
- SOFINEL et le CNEN pour l'îlot nucléaire hors chaudière,
- le CNEPE pour les bâtiments de site et certains équipements de l'îlot conventionnel et ALSTOM pour la salle des machines.

- Le niveau 3 est en charge :

- des études d'exécution,
- des fabrications et qualification,
- des montages,
- des essais de mise en service partiels.

Ces activités de niveau 3 sont assurées par :

- les fournisseurs d'AREVA NP pour les gros composants de la chaudière et les équipements du CPP et CSP,
- les fournisseurs d'EDF pour les ouvrages et les équipements de l'îlot nucléaire, de l'îlot conventionnel et de site.

### **3. L'ORGANISATION DE SOFINEL**

SOFINEL, Filiale d'ingénierie d'EDF et d'AREVA NP, a été créée en 1978 pour réaliser l'ingénierie des îlots nucléaires des projets à l'export de FRAMATOME, sur un domaine de compétence et d'expertise qui était celui d'EDF pour les projets nationaux.

L'actionnariat de SOFINEL se répartit pour 55% à EDF et pour 45% à AREVA NP. 11 membres composent son Conseil d'Administration.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.4

SECTION : -

PAGE : 9/10

STANDARD

La charge de SOFINEL dépend directement des projets sur lesquels elle exerce son activité d'ingénierie, donc des contrats qui sont passés pour l'essentiel par AREVA NP et EDF.

L'effectif de SOFINEL s'ajuste en fonction des compétences qui sont nécessaires aux projets, par flux de personnel avec les maisons mères (EDF et AREVA NP) et d'entreprises d'ingénierie partenaires (Société En Participation, SEP en France, AÜG en Allemagne). Le personnel provenant des maisons mères représente de l'ordre de 30% de l'effectif, avec une répartition équilibrée entre EDF et AREVA NP. L'effectif s'équilibre également entre la France (Montrouge) et l'Allemagne (Erlangen).

La mission de SOFINEL concerne l'ingénierie des îlots nucléaires pour les projets portés ou sur lesquels les maisons mère EDF ou AREVA NP sont impliquées. Pour le projet Flamanville 3, SOFINEL :

- est en charge des études de conception de l'îlot nucléaire dans le domaine de l'installation, des systèmes de ventilation, d'incendie et de servitudes,
- assure le pilotage et la surveillance des contrats liés à ces domaines (tuyauteries et robinetterie, IEG/IED, portes, instrumentation, charpentes),
- assure la gestion de la maquette 3D.

Depuis sa création, SOFINEL a contribué aux projets internationaux menés par FRAMATOME que sont :

- **Koeberg 1 & 2** (2 tranches REP 900MWe en Afrique du Sud) mises en service en 1985,
- **Uljin 1 & 2** (2 tranches REP 900MWe en Corée du Sud) mises en service en 1989,
- **Daya Bay 1 & 2** et **Ling Ao 1 & 2** (4 tranches 900 MWe en Chine) respectivement mises en service en 1994 et 2003,
- **Ling Ao 3 & 4** (2 tranches REP 900MWe en Chine) en assistance technique à CNPEC / BINE (institut d'ingénierie nucléaire chinois à Beijing),
- **Olkiluoto 3** (1 tranche EPR en Finlande) en sous-traitance de AREVA NP.

Trois projets majeurs font désormais l'essentiel de l'activité de SOFINEL :

- **Flamanville 3** (1 tranche EPR) en sous-traitance d'EDF, les études de l'îlot nucléaire ont débuté en juillet 2004 et la mise en service est prévue au quatrième trimestre 2018,
- **Taishan** (2 tranches EPR en Chine) en sous-traitance d'AREVA NP. Les études de l'îlot nucléaire ont débuté en 2009,
- **EPR HPC** (4 tranches EPR au Royaume-Uni) en sous-traitance d'EDF.

SOFINEL contribue également à la préparation d'offres et contrats pour les projets d'AREVA NP à l'exportation.

SOFINEL est structuré en 8 entités (voir figure 1.4 FIG 5) :

- **La Direction Générale,**
- **Le Secrétariat Général,**
- **Trois départements Projets** : Flamanville 3, Taishan, Projet UK,
- **Une division d'ingénierie** : Ingénierie EPR FA3, Taishan et UK,



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.4

SECTION : -

PAGE : 10/10

STANDARD

- **Le Service Qualité,**
- **La Mission Sûreté.**

La mise en commun des compétences d'ingénierie et de l'expertise d'AREVA NP et d'EDF au sein d'une filiale commune accroît la convergence et la synergie entre les projets.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.4

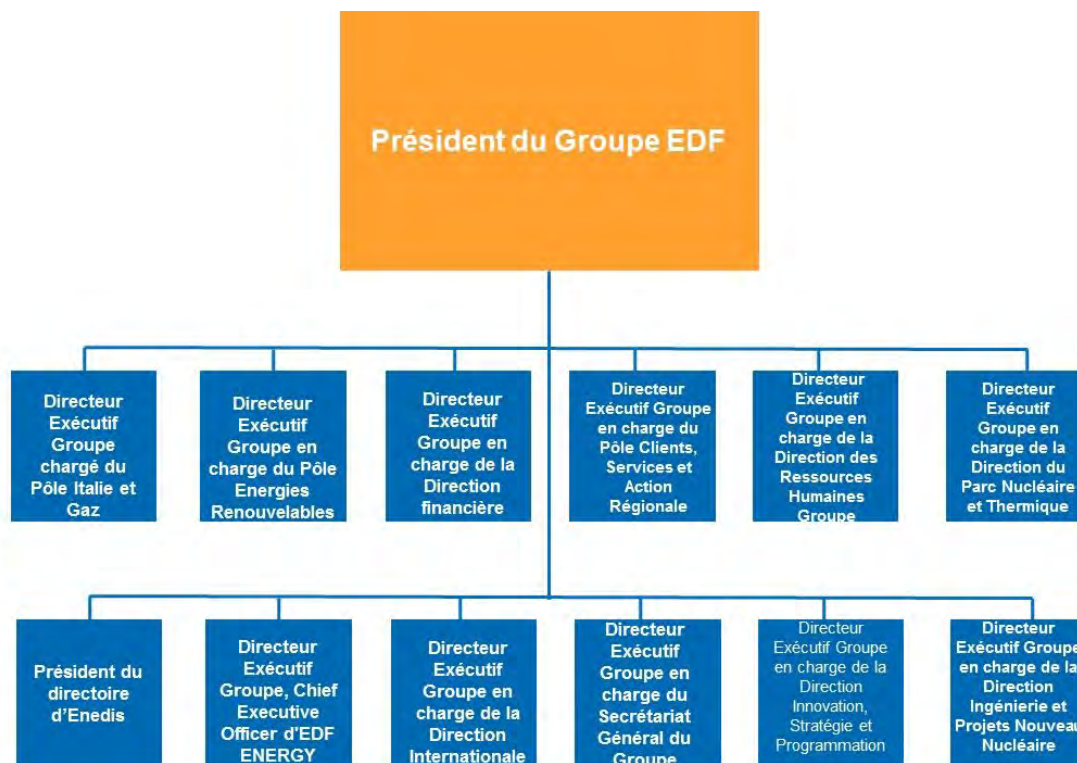
SECTION : -

FIGURE : 1

PAGE : 1/1

STANDARD

1.4 FIG 1 : ORGANIGRAMME DE L'ÉQUIPE DE DIRECTION (COMEX) DU GROUPE EDF





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.4

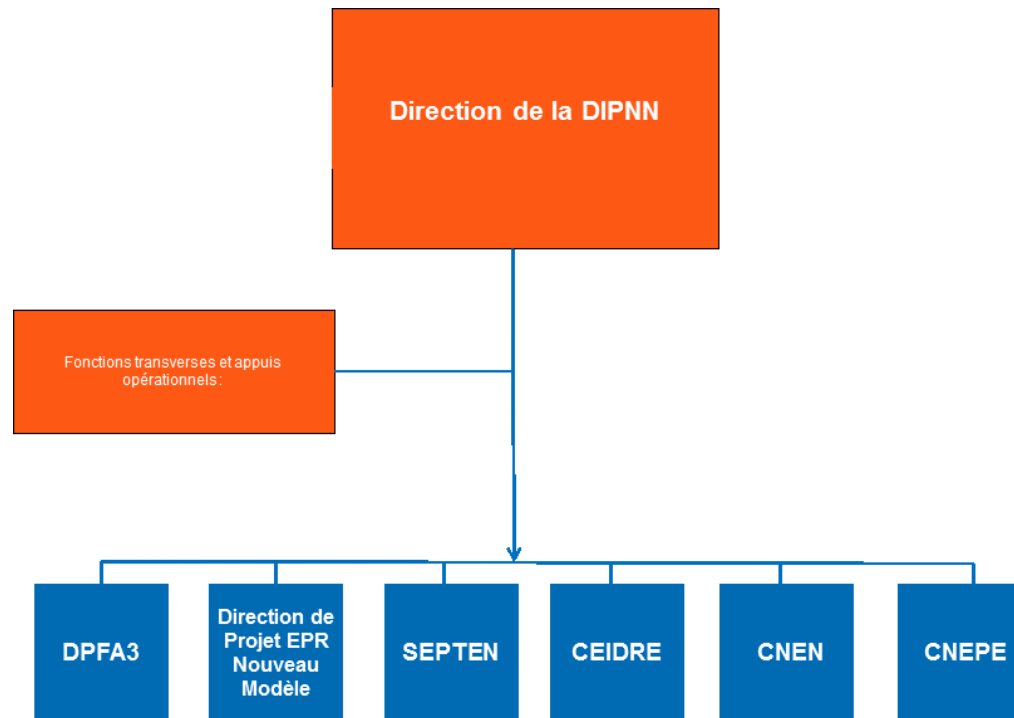
SECTION : -

FIGURE : 2

PAGE : 1/1

STANDARD

1.4 FIG 2 : ORGANIGRAMME DE LA DIRECTION INGÉNIERIE ET PROJETS NOUVEAU NUCLÉAIRE





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.4

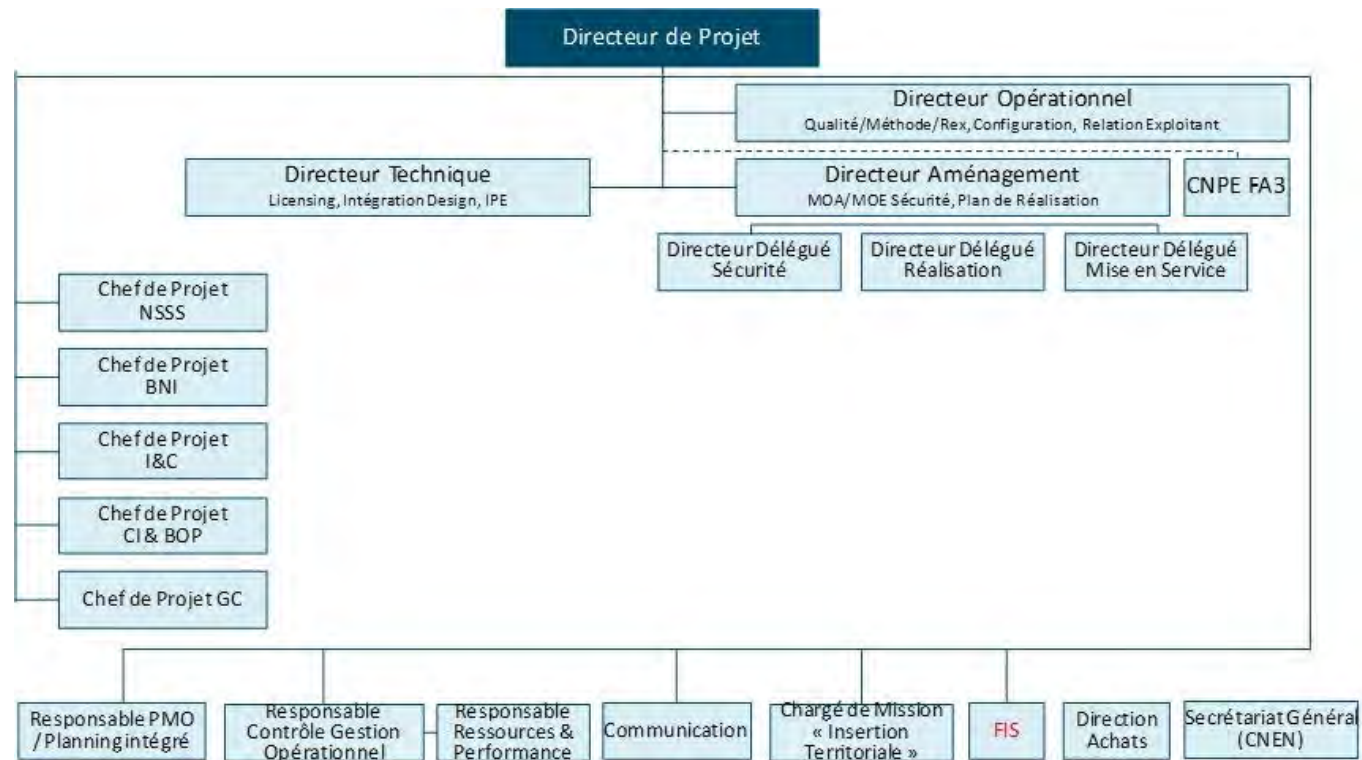
SECTION : -

FIGURE : 3

PAGE : 1/1

STANDARD

1.4 FIG 3 : ORGANISATION DU PROJET EPR FLAMANVILLE 3





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.4

SECTION : -

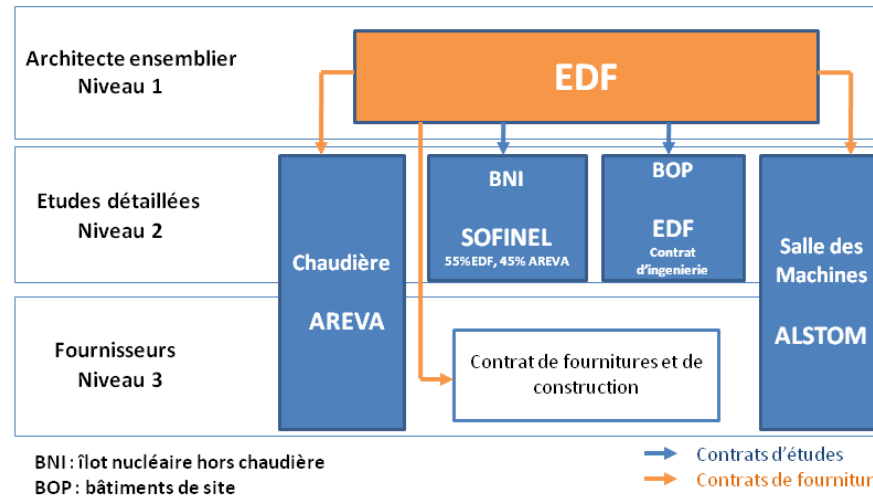
FIGURE : 4

PAGE : 1/1

STANDARD

1.4 FIG 4 : ORGANISATION DES ACTIVITÉS D'INGÉNIERIE SUR LE PROJET EPR

Une architecture de projet en 3 niveaux





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.4

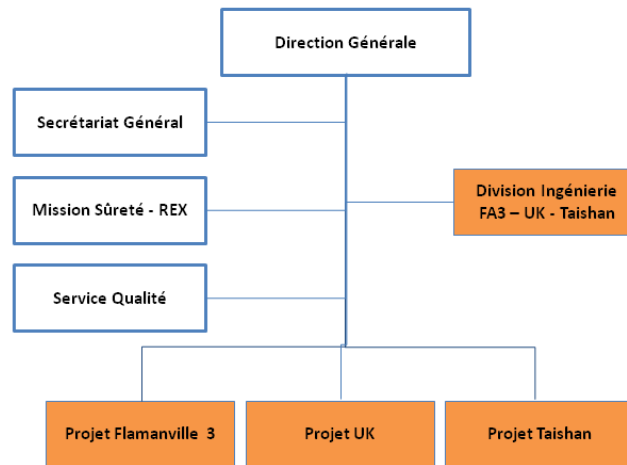
SECTION : -

FIGURE : 6

PAGE : 1/1

STANDARD

1.4 FIG 5 : ORGANIGRAMME SOFINEL





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOMMAIRE  
SOUS-CHAP : 1.6

**SOMMAIRE SOUS CHAPITRE 1.6**

**1.6 - RÉFÉRENCES**

**1.6.1 - POSITIONS DE L'AUTORITÉ DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE**

**1.6.2 - CODES TECHNIQUES EPR**

**1.6.3 - ENGAGEMENTS EDF (REFERENCES "D")**





## SOMMAIRE

<b>1.6. RÉFÉRENCES .....</b>	<b>3</b>
<b>1.6.1.POSITIONS DE L'AUTORITÉ DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE.....</b>	<b>3</b>
<b>1. LETTRE DGSNR ÉMISE AVANT LES "DIRECTIVES TECHNIQUES" (RÉFÉRENCE "A").....</b>	<b>3</b>
<b>2. « DIRECTIVES TECHNIQUES » ET « RÈGLES TECHNIQUES » (RÉFÉRENCE "B").....</b>	<b>3</b>
<b>3. LETTRES DGSNR, DRIRE ET ASN ÉMISES APRÈS LES "DIRECTIVES TECHNIQUES" (RÉFÉRENCES "C").....</b>	<b>3</b>
<b>3.1. ANTÉRIEURES AU DÉCRET N°2007-534 DU 10 AVRIL 2007.....</b>	<b>3</b>
<b>3.2. POSTÉRIEURES AU DÉCRET N°2007-534 DU 10 AVRIL 2007.....</b>	<b>5</b>
<b>4. DEMANDES SUITES AUX INSPECTIONS (RÉFÉRENCES "E").....</b>	<b>16</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.6

SECTION : 1.6.1

PAGE : 2/16

STANDARD

## 1.6. RÉFÉRENCES

### 1.6.1. POSITIONS DE L'AUTORITÉ DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE

Les positions de l'Autorité de Sûreté Nucléaire sont référencées ci-après. Cette liste prend en compte les demandes de l'ASN :

- faisant suite à l'instruction ;
- faisant suites aux inspections et qui impactent le Dossier de Mise en Service.

Cette section retrace les différents échanges techniques intervenus au cours de la conception et de la construction de l'EPR Flamanville 3. Les demandes qui le nécessitaient ont été prises en compte dans les pièces constitutives du dossier de mise en service.

#### 1. LETTRE DGSNR ÉMISE AVANT LES "DIRECTIVES TECHNIQUES" (RÉFÉRENCE "A")

- [A] Lettre DSIN-Paris n°1321/93 du 22 juillet 1993  
Cette lettre reprend la « déclaration conjointe des Autorités de Sûreté française et allemande sur une approche commune de sûreté pour les réacteurs à eau sous pression du futur »

#### 2. « DIRECTIVES TECHNIQUES » ET « RÈGLES TECHNIQUES » (RÉFÉRENCE "B")

- [B] Lettre DGSNR DGSNR/SD2/N° 729/2004 du 28 septembre 2004 « Options de sûreté du projet de réacteur EPR » transmettant :
- Les « Directives Techniques pour la conception et la construction de la nouvelle génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression »
  - Les « Règles techniques relatives à la construction des circuits primaires et secondaires principaux des réacteurs à eau sous pression »

#### 3. LETTRES DGSNR, DRIRE ET ASN ÉMISES APRÈS LES "DIRECTIVES TECHNIQUES" (RÉFÉRENCES "C")

##### 3.1. ANTÉRIEURES AU DÉCRET N°2007-534 DU 10 AVRIL 2007

- [C1] Lettre DGSNR DGSNR-GRE/BCCN/DE/AR N° 020252 – 10 juin 2002  
Examen des choix de conception et de fabrication des gros composants de la chaudière du projet de réacteur nucléaire EPR
- [C2] Lettre DGSNR DGSNR/SD2/N° 033/2003 – 20 janvier 2003



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.6

SECTION : 1.6.1

PAGE : 4/16

STANDARD

Conséquences des événements du 11 septembre 2001 sur la conception du projet de réacteur EPR

- [C3] Lettre DGSNR DGSNR/SD2/N° 240/2003 – 9 avril 2003  
Examen des études détaillées du projet de réacteur EPR
- [C4] Lettre DGSNR DGSNR/SD5/FC/MFG n°030465 – 15 octobre 2003  
Examen des choix de conception des gros composants de la chaudière du projet de réacteur nucléaire EPR. Conception et fabrication de la virole porte-tubulure de la cuve
- [C5] Lettre DGSNR DGSNR/SD2/N° 989/2004 – 14 janvier 2004  
Projet de plan du rapport préliminaire de sûreté
- [C6] Lettre DGSNR DGSNR/SD2/N° 132/2004 – 23 février 2004  
Examen des études de conception détaillées du projet de réacteur EPR
- [C7] Lettre DGSNR DGSNR/SD2/N° 424/2004 – 26 mai 2004  
Methodologie d'évaluation des conséquences radiologiques des accidents
- [C8] Lettre DGSNR DGSNR/SD2/N° 640/2004 – 23 août 2004  
Projet du réacteur EPR
- [C9] Lettre DRIRE FC/MA n° 040454 – 23 septembre 2004  
Instruction gros composants EPR
- [C10] Lettre DGSNR DGSNR/SD2/N° 729/2004 – 28 septembre 2004  
Options de sûreté du projet de réacteur EPR
- [C11] Lettre DGSNR DGSNR/SD2/N° 2081/2004 – 6 janvier 2005  
Référentiel d'évaluation des conséquences radiologiques des accidents
- [C12] Lettre DGSNR DGSNR/SD5/FC/MFG N° 041694 – 22 février 2005  
Examen des choix de conception du pressuriseur de la chaudière du réacteur nucléaire EPR
- [C13] Lettre DGSNR DEP/SD2/N° 181/2005 – 14 avril 2005  
Suites du GP du 18 novembre 2004
- [C14] Lettre DGSNR DGSNR/SD5/PM/MFG N° 050258 – 06 juin 2005  
Examen des choix de conception des enceintes de mécanismes de commande de grappes du projet de réacteur nucléaire EPR
- [C16] Lettre DGSNR DEP-SD2/N° 0440/2005 – 10 août 2005  
Suites du GP du 5 juillet 2005
- [C15] Lettre DGSNR DGSNR/SD2/N° 307/2005 – 17 juin 2005  
Identification du référentiel réglementaire et para-réglementaire applicable
- [C17] Lettre DGSNR DGSNR/SD2/N°597/2005 – 26 décembre 2005  
Evolution du référentiel d'évaluation des conséquences radiologiques des accidents et analyses de sensibilité présentées dans le rapport préliminaire de sûreté du projet de réacteur EPR
- [C18] Lettre DGSNR DGSNR/SD5/FC/MFG n° DEP-SD5-0074-2006 – 13 février 2006  
Examen de la démonstration de l'exclusion de rupture des tuyauteries primaires et secondaires principales du projet de réacteur EPR
- [C19] Lettre DGSNR DGSNR/SD2/N°0073/2006 – 23 février 2006  
Avant-projet d'étude d'impact dans l'éventualité d'une demande d'autorisation de création d'un réacteur EPR à Flamanville
- [C20] Lettre DGSNR DGSNR/SD2/N°0074/2006 – 23 février 2006  
Avant-projet d'étude de dangers dans l'éventualité d'une demande d'autorisation de création d'un réacteur EPR à Flamanville



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.6  
SECTION : 1.6.1  
PAGE : 5/16  
STANDARD

- [C21] Lettre DGSNR DGSNR/SD5/FC/MFG n° DEP-SD5-0072-2006 – 24 février 2006  
Application de l'arrêté du 12 décembre 2005 et rapport préliminaire de sûreté
- [C22] Lettre DGSNR/SD5/PM/MFG n°0100-2006 – 20 mars 2006  
Examen des choix de conception des générateurs de vapeur du projet de réacteur nucléaire EPR
- [C23] Lettre DGSNR DGSNR/SD2/N°0075/2006 – 22 mars 2006  
Avant-projet du rapport préliminaire de sûreté dans l'éventualité d'une demande d'autorisation de création d'un réacteur EPR à Flamanville
- [C24] Lettre DGSNR DEP-SD2/N° 0171/2006 – 27 mars 2006  
Suites du GP du 1<sup>er</sup> décembre 2005
- [C25] Lettre DGSNR DEP-SD2/N° 0197/2006 – 6 avril 2006  
Suites de la réunion du Groupe Permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires du 26 janvier 2006
- [C26] Lettre DGSNR DEP-SD2/N° 236/2006 – 28 avril 2006  
Positions et demandes préliminaires concernant les sujets techniques devant être examinés par le Groupe Permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires début juillet 2006
- [C27] Lettre DGSNR FC/VF DEP-SD5-0181-2006 – 18 mai 2006  
Examen des choix de conception de la virole porte-tubulures et du couvercle de cuve du projet de réacteur EPR
- [C28] Lettre DRIRE PM/MJH DEP-SD5-0191-2006 – 23 mai 2006  
Erosion-corrosion des tuyauteries du circuit secondaire principal du projet de réacteur EPR en acier ferritique P355NH
- [C29] Lettre DRIRE PM/MJH DEP-SD5-0186-2006 – 2 juin 2006  
Modalités d'application de l'arrêté du 12/12/2005
- [C30] Lettre DRIRE PM/MJH-DEP-SD5-0330-2006 – 21 août 2006  
Réponse à la lettre de suite concernant les grands choix de conception du générateur de vapeur du projet de réacteur EPR
- [C31] Lettre DGSNR DEP-SD4-1046-2006 – 21 septembre 2006  
Réunion du groupe de travail sur le retour d'expérience des exercices
- [C32] Lettre DGSNR DEP-SD5-0438-2006 – 18 octobre 2006  
Examen des choix de conception des enceintes de mécanismes du projet de réacteur EPR
- [C33] Lettre ASN DEP-DCN-0641-2006 – 19 janvier 2007  
Examen de la sûreté du projet de réacteur EPR FLAMANVILLE 3 - Suites des réunions du Groupe Permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires des 6 et 11 juillet 2006
- [C34] Lettre ASN DEP-DCN-025-2007 – 25 janvier 2007  
Risques d'origine non nucléaire

### **3.2. POSTÉRIEURES AU DÉCRET N°2007-534 DU 10 AVRIL 2007**

- [C35] Lettre ASN DEP-DCN-0218-2007 – 16 mai 2007  
Référentiel d'évaluation des conséquences radiologiques des accidents
- [C36] Lettre ASN PM/CB-DEP-DEP-0313-2007 – 30 août 2007  
Démarche de classement des équipements sous pression nucléaire pour le réacteur EPR
- [C37] Lettre ASN DEP-DCN-0403-2007 – 10 septembre 2007



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.6

SECTION : 1.6.1

PAGE : 6/16

STANDARD

- [C38] Instruction anticipée de la mise en service du réacteur n°3 du CNPE de Flamanville - Plan qualité logiciel relatif aux modifications de la plate-forme de contrôle-commande SPPA-T2000  
Lettre ASN DEP-DCN-0376-2007 – 8 octobre 2007  
Utilisation de la Méthode Statistique Généralisée pour les études de conception thermomécanique
- [C39] Lettre ASN DEP-DCN-432-2007 – 27 novembre 2007  
Organisation d'EDF/CNEN relative à la phase de réalisation du réacteur EPR dénommé Flamanville 3
- [C40] Lettre ASN DEP-DCN-0569-2007 – 17 décembre 2007  
Recevabilité du dossier de faisabilité de la première gestion combustible de l'EPR
- [C41] Lettre ASN LG/AR DEP-DEP-0024-2008 – 16 janvier 2008  
Lettre de suite réunion VCI EPR du 26 septembre 2007
- [C42] Lettre ASN PM/MFG-DEP-DEP-0036-2008 – 1 février 2008  
EPR : examen des choix de conception des générateurs de vapeur
- [C43] Lettre ASN DEP-DCN-0028-2008 – 8 février 2008  
Instruction de la conception détaillée du contrôle-commande
- [C44] Lettre ASN DEP-DCN-0089-2008 – 19 février 2008  
CNPE de Flamanville - Mise à jour des prescriptions relatives aux prélèvements d'eau et aux rejets d'effluents de Flamanville 1 à 3 - Suites données aux réserves énoncées par la commission d'enquête publique
- [C45] Lettre ASN DEP-DCN-0104-2008 – 21 février 2008  
Programme pluriannuel d'instruction pour les sujets des réacteurs de puissance d'EDF
- [C46] Lettre ASN DEP-DCN-0058-2008 – 26 février 2008  
Instruction anticipée - Thématique des composants mécaniques hors ESPN - Chute des grappes
- [C47] Lettre ASN LG/AR DEP-DEP-0110-2008 – 4 mars 2008  
Instruction de la version préliminaire du programme de la visite complète initiale de l'EPR
- [C48] Lettre ASN DEP-DCN-0142-2008 – 12 mars 2008  
Raccordement des eaux usées du chantier EPR à la station d'épuration sud du CNPE de Flamanville
- [C49] Lettre ASN DEP-DCN-0157-2008 – 24 avril 2008  
Dimensionnement du bâtiment des auxiliaires nucléaires et de la salle des machines
- [C50] Lettre ASN DEP-DCN-0242-2008 – 23 mai 2008  
Prescriptions relatives aux éléments issus de l'instruction réalisée en amont du décret d'autorisation de création et au contrôle de la construction
- [C51] Lettre ASN DEP-DCN-0063-2008 – 12 juin 2008  
Instruction du thème génie civil. Réalisation du premier béton
- [C52] Lettre ASN DEP-DCN-0236-2008 – 8 juillet 2008  
Règles générales d'exploitation - Chapitre VI - Doctrine et principes - Conduite en cas d'incident ou d'accident
- [C53] Lettre ASN DEP-DCN-0246-2008 – 8 juillet 2008  
Règles générales d'exploitation - Chapitre VI - Doctrine et principes - Conduite en cas d'incident ou d'accident
- [C54] Lettre ASN DEP-DCN-0322-2008 – 15 juillet 2008  
Organisation des études de génie civil et de leur surveillance



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.6

SECTION : 1.6.1

PAGE : 7/16

STANDARD

- [C55] Lettre ASN DEP-DCN-0195-2008 – 17 juillet 2008  
Zonage déchets
- [C56] Lettre ASN DEP-DCN-0349-2008 – 23 juillet 2008  
Paragraphe 1.5.2 et 1.6 de l'ETC-C
- [C57] Lettre ASN DEP-DCN-0332-2008 – 5 août 2008  
Valorisation du retour d'expérience du projet EPR Olkiluoto (Finlande)
- [C58] Lettre ASN DEP-DCN-0409-2008 – 7 août 2008  
Définition et gestion des activités concernées par la qualité au sein du projet EPR - Flamanville 3
- [C59] Lettre ASN DEP-DCN-0327-2008 – 8 août 2008  
Dimensionnement du bâtiment combustible et du bâtiment des auxiliaires de sauvegarde
- [C60] Lettre ASN PM/MFG DEP-DEP-0504-2008 – 19 septembre 2008  
EPR : Equipements sous pression nucléaires de niveaux N2 et N3
- [C61] Lettre ASN DEP-DCN-032-2008 – 9 octobre 2008  
Notification de la décision arrêtant les prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)
- [C62] Lettre ASN DEP-DEP-0758-2008 – 16 décembre 2008  
Conception des équipements sous pression nucléaires de niveau N1
- [C63] Lettre ASN DEP-DCN-0008-2009 – 9 janvier 2009  
Programme de qualification des armoires TXS
- [C64] Lettre ASN DEP-DEP-0093-2009 – 13 février 2009  
Programme de la visite complète initiale de l'EPR - Qualification des procédés d'examen non destructifs
- [C65] Lettre ASN DEP-DCN-0021-2009 – 15 février 2009  
Architecture générale du contrôle-commande et des plates-formes associées
- [C66] Lettre ASN DEP-DEU-0097-2009 – 17 février 2009  
Recommandations pour l'expérimentation d'une procédure de mise à disposition du public des études d'impact
- [C67] Lettre ASN DEP-DCN-01262-009 – 19 mars 2009  
Principes généraux de l'organisation de la conduite
- [C68] Lettre ASN DEP-DCN-0239-2009 – 8 avril 2009  
Etudes d'accident
- [C69] Lettre ASN DEP-DCN-0125-2009 – 14 avril 2009  
Structures internes du bâtiment réacteur, piscine IRWST et récupérateur de corium
- [C70] Lettre ASN DEP-DCN-0394-2009 – 17 juin 2009  
Respect de la prescription INB167-1 de la décision n°2008-DC-0114 de l'ASN
- [C71] Lettre ASN DEP-DEP-0361-2009 – 26 juin 2009  
VCI de l'EPR - démonstration de performance des applications END faisant l'objet d'une qualification conventionnelle
- [C72] Lettre ASN DEP-DCN-0231-2009 – 29 juin 2009  
Règles générales d'exploitation - Chapitre VI - Doctrine et principes - Conduite en cas d'incident ou d'accident
- [C73] Lettre ASN DEP-DCN-0436-2009 – 9 juillet 2009  
Application de l'arrêté du 10/08/1984 au sein du projet de construction (études Génie Civil et activités de réalisation) de l'INB n°167 FLAMANVILLE 3



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.6

SECTION : 1.6.1

PAGE : 8/16

STANDARD

- [C74] Lettre ASN DEP-DCN-0466-2009 – 10 juillet 2009  
Examen des moyens organisationnels, humains et technique pour la conduite du réacteur EPR - Compte rendu de la réunion de cadrage du 10 mars 2009
- [C75] Lettre ASN DEP-DCN-0327-2009 – 15 juillet 2009  
Règles générales d'exploitation - Chapitre VI - Doctrine et principes - Conduite en cas d'incident ou d'accident
- [C76] Lettre ASN DEP-DCN-0480-2009 – 17 juillet 2009  
Prise en compte des facteurs humains dans les activités en local
- [C77] Lettre ASN DEP-DCN-0472-2009 – 22 juillet 2009  
Programme d'évaluation FH des moyens de conduite de l'EPR
- [C78] Lettre ASN DEP-DCN-0593-2009 – 27 août 2009  
Respect de la prescription INB167-48 de la décision n°2008-DC-114 de l'ASN
- [C79] Lettre ASN DEP-DCN-0550-2009 – 29 août 2009  
Instruction de la conception détaillée - Dispositif d'étanchéité à l'arrêt des groupes motopompes primaires - DEA
- [C80] Lettre ASN DEP-DCN-0638-2009 – 17 septembre 2009  
Instruction anticipée en vue de la mise en service. Instruction relative à la radioprotection
- [C81] Lettre ASN DEP-DCN-0539-2009 – 30 septembre 2009  
Liner de l'enceinte de confinement
- [C82] Lettre ASN DEP-DCN-0594-2009 – 1 octobre 2009  
Examen des moyens organisationnels, humains et techniques pour la conduite du réacteur EPR
- [C83] Lettre ASN DEP-DEP-0603-2009 – 13 octobre 2009  
Evaluation des activités volumiques pour le classement des ESPN
- [C84] Lettre ASN DEP-DCN-0568-2009 – 15 octobre 2009  
Architecture générale du contrôle-commande et des plateformes associées
- [C85] Lettre ASN DEP-DCN-0584-2009 – 12 novembre 2009  
Contrôle de la construction - Conception détaillée - Alimentations électriques
- [C86] Lettre ASN DEP-DCN-0438-2009 – 20 novembre 2009  
Flamanville Rapport préliminaire de sûreté - Chapitre 3.2 - Classement de sûreté des ouvrages, matériels et systèmes
- [C87] Lettre ASN DEP-DCN-0505-2009 – 23 novembre 2009  
Instruction de la conception détaillée. Superstructures de la station de pompage
- [C88] Lettre ASN DEP-DCN-0734-2009 – 23 novembre 2009  
Conception du BTE et installation du BAN consacrées au traitement des déchets
- [C89] Lettre ASN DEP-DCN-0768-2009 – 4 décembre 2009  
Méthodologie d'évaluation probabiliste du risque sismique et d'explosion
- [C90] Lettre ASN DEP-DEP-0743-2009 – 7 décembre 2009  
VCI de l'EPR - Qualification des procédés END
- [C91] Lettre ASN DEP-DCN-0788-2009 – 21 décembre 2009  
Revue de conformité de l'application de l'ETC-C
- [C92] Lettre ASN DEP-DCN-0726-2009 – 29 décembre 2009  
Réacteurs électronucléaires EDF — Tous paliers en exploitation et réacteur EPR — Règles Générales d'Exploitation — chapitre VI — Projet Conduite incidentelle et accidentelle (CIA) — Informations utilisées en conduite incidentelle et accidentelle (ICIA)





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.6

SECTION : 1.6.1

PAGE : 9/16

STANDARD

- [C93] Lettre ASN CODEP-DEP-2010-001547 – 7 janvier 2010  
Surveillance de la fabrication d'équipements sous pression nucléaires.  
Composants supplémentaires destinés au réacteur EPR FA3
- [C94] Lettre ASN CODEP-DEP-2010-002161 – 14 janvier 2010  
Exigences pour les situations hautement improbables concernant l'EPR de  
Flamanville 3
- [C95] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-003676 – 27 janvier 2010  
Qualification des matériels aux conditions normales et accidentelles
- [C96] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-006569 – 3 février 2010  
Dimensionnement du puits de cuve soumis aux contraintes thermiques de  
l'accident grave
- [C97] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-011618 – 4 mars 2010  
Instruction des règles générales d'exploitation - Règles de conduite incidentelle
- [C98] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-006079 – 4 mars 2010  
Qualification des matériels aux conditions d'accidents grave
- [C99] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-009050 – 9 mars 2010  
Contrôle et essais périodiques prévus par les règles générales d'exploitation
- [C100] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-013982 – 15 mars 2010  
Entreposage des assemblages combustible dans la piscine du bâtiment  
combustible
- [C101] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-13758 – 1 avril 2010  
Identification des activités concernées par la sûreté
- [C102] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-006316 – 23 avril 2010  
Instruction de la méthode MTC 3D d'étude des transitoires de rupture de  
tuyauterie vapeur
- [C103] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-022765 – 29 avril 2010  
Respect des niveaux de référence WENRA
- [C104] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-022614 – 5 mai 2010  
Préparation du GPR 'examen des moyens organisationnels, humains et  
techniques pour la conduite du réacteur EPR'. Scénarios ayant fait l'objet  
d'essais sur simulateur, dont scénarios 'pertes totales de source'
- [C105] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-024615 – 7 mai 2010  
Règles générales d'exploitation - Identification des paramètres chimiques et  
radiochimiques relevant des règles générales d'exploitation RGE)
- [C106] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-024202 – 21 mai 2010  
Mise en œuvre de l'ETC-C indice D
- [C107] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-025073 – 8 juin 2010  
Méthodologie d'élaboration des spécifications techniques d'exploitation hors  
spécifications chimiques et radiochimiques
- [C108] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-034086 – 8 juillet 2010  
Instruction anticipée des éléments du dossier de demande de mise en service  
RGE, Chapitre CIA - Processus de validation des règles de conduite
- [C109] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-037339 – 8 juillet 2010  
Demande de définition des études RRC-A et règles d'études associées
- [C110] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-036901 – 9 juillet 2010  
Démonstration du sûreté associée à la plateforme de contrôle-commande  
SPPA T2000
- [C111] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-031161 – 13 juillet 2010  
Système de convection



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.6

SECTION : 1.6.1

PAGE : 10/16

STANDARD

- [C112] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-040096 – 20 juillet 2010  
Agressions - Référentiel de sûreté relatif à la protection contre la foudre
- [C113] Lettre ASN CODEP-DEU-2010-034721 – 27 juillet 2010  
Réunion EDF/DPN et ASN/DEU du 22 avril 2010
- [C114] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-012884 – 29 juillet 2010  
Agression - Référentiel RTHE (rupture de tuyauterie haute énergie)
- [C115] Lettre ASN CODEP-DEP-2010-043913 – 5 août 2010  
Classement en niveaux des ESPN des réacteurs à eau sous pression - Lettre de suites à la réunion du Groupe Permanent ESPN du 9 juin 2010
- [C116] Lettre ASN CODEP-DEP-2010-044606 – 12 août 2010  
VCI de l'EPR - Lettre de suites à la réunion du 19 janvier 2010
- [C117] Lettre ASN CODEP-DEP-2010-042049 – 6 septembre 2010  
Pressuriseur. Dossier des situations et charges.
- [C118] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-041042 – 15 septembre 2010  
Structures internes du bâtiment réacteur : conception détaillée des casemates, de la jupe et du puits de cuve.
- [C119] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-049262 – 27 septembre 2010  
Instruction des règles générales d'exploitation - Essais périodiques.
- [C120] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-052671 – 27 septembre 2010  
Notification des décisions de l'ASN relatives aux prélèvements et consommation d'eau et aux rejets des effluents liquides et gazeux.
- [C121] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-059058 – 9 décembre 2010  
Réacteur électronucléaire - Projet EPR Flamanville 3 - Instruction de la méthode statistique généralisée.
- [C122] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-049305 – 24 Janvier 2011  
Réacteur électronucléaire - Projet EPR Flamanville 3 - Instruction de la méthode statistique généralisée.
- [C123] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-064949 – 25 Janvier 2011  
Instruction anticipée en vue de la mise en service du réacteur de Flamanville 3 - Instruction du rapport de sûreté : Etudes probabilistes de sûreté de niveau 1.
- [C124] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-010528 – 4 Mars 2011  
Instruction anticipée du réacteur EPR Flamanville 3 - EDF Analyse du référentiel des exigences de sûreté de protection contre le risque d'explosion interne pour l'EPR.
- [C125] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-010882 – 22 Avril 2011  
Instruction de la demande d'autorisation de mise en service de Flamanville 3. Sujets de préoccupation de l'ASN.
- [C126] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-028616 – 10 Juin 2011  
Instruction anticipée en vue de la mise en service. Instruction des règles générales d'exploitation - règles de CIA Doctrine et principes.
- [C127] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-037547 – 1 Juillet 2011  
Valorisation du retour d'expérience international pour la construction et la mise en service.
- [C128] Lettre ASN CODEP-DEP-2011-037575 – 5 Juillet 2011  
EPR Flamanville 3 - Dimensionnement des systèmes de sauvegarde.
- [C129] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-035213 – 7 Juillet 2011  
Réacteurs électronucléaires - Instruction de la méthode MTC3D d'étude des transitoires de rupture de tuyauterie vapeur - Compléments.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.6

SECTION : 1.6.1

PAGE : 11/16

STANDARD

- [C130] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-031224 – 11 Juillet 2011  
Réacteurs électronucléaires - Chaîne de calcul neutronique SCIENCE - Applicabilité de la qualification au parc en exploitation et à l'EPR.
- [C131] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-036411 – 13 Juillet 2011  
VCI de l'EPR - Lettre de suites à la réunion du 07/06/2011.
- [C132] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-024973 – 19 Juillet 2011  
Examen préliminaire des premiers éléments constitutifs du futur dossier de demande d'autorisation de mise en service.
- [C133] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-031367 – 27 Juillet 2011  
Modalités d'épreuve hydraulique de requalification des GMPP de l'EPR.
- [C134] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-029192 – 1 Août 2011  
Référentiel des exigences de sûreté de protection contre le risque d'incendie interne pour l'EPR (ETC-F indice G) et méthode EPRESSI.
- [C135] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-042098 – 15 Septembre 2011  
Réacteurs électronucléaires — EDF Dispositions relatives au confinement des eaux d'extinction d'incendie.
- [C136] Lettre ASN CODEP-DEP-2011-054076 – 26 Septembre 2011  
EPR FA3 - Ensembles ESPN et tuyauteries.
- [C137] Lettre ASN CODEP-DEP-2011-0466651 – 27 Septembre 2011  
EPR FA3 - Ensembles ESPN et tuyauteries.
- [C138] Lettre ASN CODEP-DEP-2011-053377 – 30 Septembre 2011  
EPR FA3 — Ensemble chaudière — Etat de surfaces de tuyauteries - Suites de la réunion du 01/09/2011.
- [C139] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-058778 – 26 Octobre 2011  
Programme MDEP - Comparaison des études probabilistes de sûreté.
- [C140] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-052544 – 4 Avril 2012  
Architecture du contrôle-commande et plates-formes associées.
- [C141] Lettre ASN CODEP-DCN-2012-011265 – 13 Avril 2012  
Instruction anticipée en vue de la mise en service. Instruction des Règles Générales d'Exploitation - Règles de CIA (lot n°7) Règles de conduite accidentelle - états fermés du circuit primaire - indice A.
- [C142] Lettre ASN CODEP-DCN-2012-028482 – 18 Juin 2012.  
Réacteurs nucléaires à eau sous pression — EDF — Utilisation d'une nouvelle méthode 3D pour réaliser les études des transitoires de retrait incontrôlé de groupes de grappes de contrôle à puissance nulle.
- [C143] Lettre ASN CODEP-DCN-2012-020754 – 26 Juin 2012.  
Evaluations complémentaires de sûreté post-Fukushima réalisées en 2011 par EDF.
- [C144] Lettre ASN CODEP-DCN-2012-026566 – 9 Juillet 2012  
Réacteurs électronucléaires - Réacteur EPR Flamanville 3 - Corrélation de flux critique pour l'évaluation du rapport de flux thermique dans les études de conception thermohydraulique EPR.
- [C145] Lettre ASN CODEP-DEP-2012-034141 – 5 Octobre 2012.  
Lettre de suite à la réunion relative à la visite complète initiale de l'EPR de Flamanville 3.
- [C146] Lettre ASN CODEP-DCN-2012-040329 – 20 Novembre 2012.  
Projet EPR - Flamanville 3 - Examen de conception détaillée.  
Radioprotection - Dimensionnement et études d'optimisation.
- [C147] Lettre ASN CODEP-DCN-2012-023700 – 10 Décembre 2012.  
Réacteurs nucléaires à eau sous pression - EDF - Tous paliers et EPR.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.6

SECTION : 1.6.1

PAGE : 12/16

STANDARD

Utilisation d'une nouvelle méthode 3D pour réaliser les études des accidents de perte de débit primaire.

- [C148] Lettre ASN CODEP-DCN-2012-062485 – 12 Décembre 2012.  
Réacteurs électronucléaires – EDF - Projet EPR - Flamanville 3 - Instruction anticipée.  
Principes de conduite en accident grave - Operating strategies for severe accident (OSSAs)
- [C149] Lettre ASN CODEP-DRI -2012-065323 –14 Décembre 2012.  
Programme des missions OSART.
- [C150] Lettre ASN CODEP-MEA-2012-066279 – 21 Décembre 2012.  
Avis et Recommandations du Groupe Permanent « Réacteurs » des 13 et 20/12/2012.  
Mise en place d'un noyau dur post-Fukushima sur les réacteurs à eau sous pression d'EDF en construction ou en exploitation.
- [C151] Lettre ASN CODEP-DCN-2012-058893 – 7 Janvier 2013.  
Projet EPR — Flamanville 3 — Contrôle de la construction.  
Définition des termes source utilisés et méthodologie d'évaluation des termes source.
- [C152] Lettre ASN CODEP-DCN-2013-001921 – 14 Janvier 2013.  
Réacteurs électronucléaires – EDF.  
Projet EPR - Flamanville 3 - Examen de conception détaillée .  
Radioprotection - Etudes d'optimisation.
- [C153] Lettre ASN CODEP-DCN-2013-014413 – 12 Mars 2013.  
Réacteur EPR.  
Modifications identifiées au Royaume-Uni dans le cadre du GDA Applicabilité au réacteur de Flamanville 3.
- [C154] Lettre ASN CODEP-DCN-2013-004997 – 12 Mars 2013.  
Réacteurs électronucléaires - EDF.  
Flamanville 3 — INB 167, Réacteur EPR.  
Doctrines de conception des essais physiques.
- [C155] Lettre ASN CODEP-DCN-2013-064771 – 12 Décembre 2013.  
Réacteurs électronucléaires - EDF.  
EPR- Flamanville 3  
Dimensionnement des structures internes du bâtiment combustible et de la paroi de l'enceinte interne du bâtiment réacteur.
- [C156] Lettre ASN CODEP-DEP-2013-064086 – 16 Décembre 2013.  
Planification des examens réalisés lors de la visite complète initiale de l'EPR.
- [C157] Lettre ASN CODEP-DEP-2013-047341 – 17 Décembre 2013.  
Contrôle de la fabrication des équipements sous pression nucléaires.  
Inspection INSSN-DEP-2013-0892 du 07 Août 2013 relative à la mise en œuvre des opérations de fabrication et de contrôle d'ESPN.
- [C158] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-001879 – 15 Janvier 2014.  
Réacteurs électronucléaires - EDF.  
Réacteur EPR de Flamanville 3.  
Diversification des groupes électrogènes principaux et d'ultimes secours.
- [C159] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-000533 – 27 Janvier 2014.  
Réacteurs électronucléaires - Projet EPR - Flamanville 3.  
Instruction de la méthode statistique généralisée.
- [C160] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-011999 – 12 Mars 2014.  
Programme d'instruction sur le cœur et le combustible.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.6

SECTION : 1.6.1

PAGE : 13/16

STANDARD

- [C161] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-009139 – 19 Mars 2014.  
Compte rendu de la réunion du 29/01/2014 relative au cadrage du GP relatif à la sûreté de l'entreposage et de la manutention du combustible de l'EPR de Flamanville 3.
- [C162] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-013357 – 24 Mars 2014.  
Réacteurs électronucléaires - Flamanville 3 - EPR - GPR - Examen des moyens organisationnels - humains et techniques pour la conduite du réacteur EPR - Compte-rendu de la seconde réunion de cadrage du 12 décembre 2013.
- [C163] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-012946 – 10 Avril 2014  
Future instruction de la demande d'autorisation de mise en service.
- [C164] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-012279 – 24 Avril 2014  
Contenu des règles générales d'exploitation (RGE).
- [C165] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-0019964 – 13 Mai 2014  
Réacteur EPR de Flamanville 3 – Conception et dimensionnement de la distribution électrique.
- [C166] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-019964 – 14 Mai 2014  
Conception et dimensionnement de la distribution électrique.
- [C167] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-000897 – 28 Mai 2014  
Réacteurs électronucléaires - EDF Palier EPR - Flamanville 3 - Nouvelle démarche RRC-A.
- [C168] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-021146 – 12 Juin 2014  
Flamanville 3 - Réacteur EPR - Internes de cuve.
- [C169] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-010799 – 15 Juillet 2014  
Études probabilistes de sûreté de niveau 2 (EPS 2).
- [C170] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-002353 – 23 Juillet 2014  
Études probabilistes de sûreté de niveau 1 (EPS 1).
- [C171] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-035201 – 06 Août 2014  
Réacteur Flamanville 3 (INB n°167), de type EPR - EPS de niveau 1 - Étude probabiliste long terme des situations de « vents extrêmes.
- [C172] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-022375 – 8 Août 2014  
Réacteur électronucléaire – EDF – Projet EPR – Flamanville 3 – Utilisation de la version 2.5 du logiciel [ ] pour l'étude des transitoires APRP BI/PB, RTGV et RTE.
- [C173] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-037894 – 11 Septembre 2014  
Réacteur EPR de Flamanville 3 – Conception des groupes électrogènes de secours (diesels principaux).
- [C174] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-038427 – 12 Septembre 2014  
Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) - Conception du système DVD.
- [C175] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-031441 – 25 Septembre 2014  
Réacteurs électronucléaires - EDF - Projet EPR - Flamanville 3 - Chaîne de calcul neutronique [ ] - Applicabilité de la qualification aux études EPR.
- [C176] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-045577 – 24 Octobre 2014  
Réacteur Flamanville 3 (réacteur de type EPR) – Démarche de classement de sûreté.
- [C177] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-037896 – 28 Octobre 2014  
Réacteur EPR de Flamanville 3 – Conception des groupes électrogènes d'ultime secours (diesels SBO).
- [C178] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-039344 – 10 Novembre 2014  
Réacteur Flamanville 3 (INB n°167), de type EPR - Confinement.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.6

SECTION : 1.6.1

PAGE : 14/16

STANDARD

- [C179] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-057234 – 18 Décembre 2014  
Flamanville 3 (réacteur de type EPR) – Règles d'études d'accident hors piscine de désactivation.
- [C180] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-057953 – 23 Décembre 2014  
Réacteur Flamanville 3 (réacteur de type EPR) – Conception détaillée du système de borication de sécurité (RBS).
- [C181] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-002998 – 09 Février 2015  
Projet EPR - Flamanville 3 - Dilution hétérogène inhérente lors d'une petite brèche ou d'une brèche intermédiaire sur le circuit primaire.
- [C182] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-003739 – 19 Février 2015  
VD3 1300 et réacteur EPR de Flamanville 3 - Méthode de calcul des doses intégrées par les équipements lors d'un accident avec ou sans fusion du coeur.
- [C183] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-000843 – 23 Février 2015  
Réacteur n°3 de Flamanville de type EPR – Règles d'études déterministes des transitoire sde type PCC de perte de refroidissement et de vidange des piscines du bâtiment combustible (BK).
- [C184] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-005643 – 21 Avril 2015  
Conception détaillée du système d'évacuation ultime de la puissance résiduelle (système EVU).
- [C185] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-021518 – 8 Juin 2015  
Compte-rendu de la réunion de cadrage du 14/04/2015 relative à la réunion du GPR sur le thème « Etudes EPR ».
- [C186] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-010163 – 12 Juin 2015  
Complétude et suffisance du dossier de demande d'autorisation de mise en service.
- [C187] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-020570 – 12 Juin 2015  
Réacteurs électronucléaires - EDF - Conséquences d'un accident d'insertion de réactivité en présence de crayons inétanches.
- [C188] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-024331 – 23 Juin 2015  
Réacteur EPR Flamanville 3 - EDF - Groupe permanent d'experts réacteur 'études de sûreté EPR' – Livrables.
- [C189] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-016904 – 10 Juillet 2015  
Réacteurs électronucléaires - Réacteur EPR Flamanville 3 - Corrélations de flux critique pour l'évaluation du rapport de flux thermique critique dans les études de l'EPR.
- [C190] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-016913 – 13 Juillet 2015  
Complétude et suffisance du dossier de demande d'autorisation de mise en service partielle.
- [C191] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-015367 – 31 Juillet 2015  
Évaluation des pressions et des températures dans l'enceinte de confinement d'un réacteur de type EPR en cas d'accident.
- [C192] Lettre ASN CODEP-DEP-2015-027030 – 22 Septembre 2015  
Visite Complète Initiale de l'EPR.
- [C193] Lettre ASN CODEP-CAE-2016-007496 – 24 Février 2016  
Corrosion des échangeurs neufs - Synthèse des éléments disponibles et prise en compte du retour d'expérience.
- [C194] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-007946 – 24 Février 2016  
Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires Projet EPR - Flamanville 3 - Examen des moyens organisationnels, humains et techniques pour la conduite du réacteur EPR.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.6

SECTION : 1.6.1

PAGE : 15/16

STANDARD

- [C195] Lettre ASN CODEP-DEP-2015-036620 – 26 Février 2016  
Visite Complète Initiale des équipements ou ensembles neufs au préalable de la délivrance de la déclaration de conformité.
- [C196] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-013158 – 31 mars 2016  
Elaboration de la documentation relative aux essais de démarrage - Définition des essais démarrage.
- [C197] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-010256 – 04 Avril 2016  
EPR FA3 - Conception détaillée du système d'injection de sécurité et de refroidissement à l'arrêt (RIS-RA).
- [C198] Lettre ASN CODEP-DEP-2016-000282 – 21 Avril 2016  
Réacteurs électronucléaires – EDF – EPR Flamanville 3 (FLA3) – Maîtrise de la réactivité.
- [C199] Lettre ASN CODEP-DEP-2016-002718 – 25 Avril 2016  
Impact des écarts de fabrication sur les performances des END qualifiés pour l'EPR de FLAMANVILLE 3.
- [C200] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-012568 – 13 Mai 2016  
Réacteur de Flamanville 3 de type EPR - Conception détaillée du système d'alimentation de secours des générateurs de vapeurs (ASG).
- [C201] Lettre ASN CODEP-DEP-2014-021611 – 04 Juin 2014  
Visite complète initiale de l'EPR de Flamanville 3.
- [C202] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-021847 – 13 Juillet 2016  
Réacteurs électronucléaires — EDF — Réacteur EPR de Flamanville 3 - Accidents graves et études probabilistes de niveau 2.
- [C203] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-025904 – 20 Juillet 2016  
EPR FA3 - Instruction de la demande d'autorisation de mise en service - Système de protection F1A.
- [C204] Lettre ASN CODEP-CAE-2016-028992 – 21 Juillet 2016  
Corrosion des échangeurs neufs – Compléments.
- [C205] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-022193 – 21 Juillet 2016  
Flamanville 3 — projet EPR — nstruction de la demande d'autorisation de mise en service — Thématique des composants mécaniques hors ESPN — Chute des grappes de commande.
- [C206] Lettre ASN CODEP-MEA-2016-030534 – 26 Juillet 2016  
Avis et recommandations du Groupe Permanent « Réacteurs » des 30 juin et 1er juillet 2016 — Etudes d'accidents du réacteur EPR Flamanville 3.
- [C207] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-032680 – 20 Octobre 2016  
Réacteurs électronucléaires — EDF — EPR Flamanville 3 (FLA3) — Méthode d'étude de la phase moyen terme de l'accident d'éjection de grappe.
- [C208] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-024824 – 20 Octobre 2016  
Réacteurs électronucléaires — EDF — Méthode tridimensionnelle d'étude de l'accident de retrait incontrôlé de groupes à puissance nulle (RIGZ) — Etude RIGZ du dossier de demande de mise en service de l'EPR de Flamanville 3.
- [C209] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-036888 – 16 Décembre 2016  
Réacteur électronucléaires – EDF- Rupture de tuyauterie vapeur - Méthode totalement couplée en 3 dimensions (MTC 3D) et démarche d'étude complémentaire.

## 4. DEMANDES SUITES AUX INSPECTIONS (RÉFÉRENCES "E")

Les lettres de suites d'inspections qui impactent le dossier de demande de mise en service sont listées ci-dessous :

- [E1] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-057515 — 10 Novembre 2010  
Contrôle des installations nucléaires de base. Inspection  
INS-2010-EDFCNE-0003 du 14/10/2010.  
Thème : Application de l'arrêté du 10 août 1984 à la gestion des exigences définies par les codes de conception et de fabrication référencés dans le rapport préliminaire de sûreté.
- [E2] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-000396 — 6 Janvier 2011  
Contrôle des installations nucléaires de base. Inspection  
INS-2010-EDFCNE-0006 du 3 décembre 2010.  
Thème : Application de l'arrêté du 10 août 1984 aux activités de fabrication des groupes électrogènes de secours de l'INB n°167.
- [E3] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-036631 — 29 Juin 2011  
Contrôle des installations nucléaires de base. Inspection  
INSSN-DCN-2011-0647 du 15 juin 2011.  
Thème : Application de l'arrêté du 10 août 1984 aux activités de qualification des structures, systèmes et composants de l'INB n°167 aux conditions normales et accidentelles.
- [E4] Lettre ASN CODEP-DCN-2012-022924 — 30 Avril 2012  
Contrôle des installations nucléaires de base. Inspection  
INSSN-DCN-2012-0667 du 22 mars 2012.  
Thème : Application de l'arrêté du 10 août 1984 aux activités de réalisation des diesels d'ultime secours de l'INB 167.
- [E5] Lettre ASN CODEP-DCN-2013-049292 — 28 Août 2013.  
Contrôle des installations nucléaires de base - Flamanville 3 (réacteur de type EPR).  
Inspection INSSN-DCSN-2013-0635 du 19 juin 2013 - Application de l'arrêté du 10/8/84 aux activités de réalisation de l'instrumentation externe du coeur destinée à l'INB 167.
- [E6] Lettre ASN CODEP-CAE-2013-062677 — 21 Novembre 2013.  
Inspection n° INSSN-CAE-2013-0610 du 5 novembre 2013.  
Thème : montage et mise sous-tension d'armoires de contrôle-commande.
- [E7] Lettre ASN CODEP-CAE-2014-005575 — 4 Février 2014.  
Contrôle des installations nucléaires de base.  
Inspection n° INSSN-CAE-2014-0641 du 23 Janvier 2014.  
Thème : confinement et ventilation des bâtiments nucléaires.
- [E8] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-032360 — 11/08/2016  
Contrôle des installations nucléaires de base - EDF - Projet Flamanville 3 (INB 167).  
Inspection INSSN-DCN-2016-0637 du 01/04/2016.  
Thème : Application de l'arrêté du 7 février 2012 aux activités d'élaboration et d'utilisation de la maquette 3D pour les études de conception détaillée de Flamanville 3.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.6  
SECTION : 1.6.2  
PAGE : 1/5  
STANDARD

**SOMMAIRE**

1.6.2.CODES TECHNIQUES EPR ..... 3



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.6

SECTION : 1.6.2

PAGE : 2/5

STANDARD



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.6  
SECTION : 1.6.2  
PAGE : 3/5  
STANDARD

## 1.6.2. CODES TECHNIQUES EPR

La conception du réacteur EPR relevant d'une approche évolutionnaire associée à des exigences de sûreté renforcées, les codes et normes correspondant à la pratique industrielle mise en oeuvre pour la conception, la réalisation et la mise en service du réacteur EPR sont de trois types :

- les recueils de règles appelés RCC (Règles de Conception et de Construction) qui décrivent la pratique industrielle pour les réacteurs EDF actuellement en exploitation. Les codes RCC suivants sont applicables à EPR :
  - RCC-M « Règles de Conception et de Construction applicables aux Matériels mécaniques des îlots nucléaires REP ».
  - RCC-MR « Règles de Conception et de Construction applicables aux Matériels mécaniques des îlots nucléaires RNR », pour les cas à haute température.
  - RCC-E « Règles de Conception et de Construction applicables aux matériels électriques des îlots nucléaires ».
  - RCC-C « Règles de Conception et de Construction applicables aux assemblages de combustible des centrales nucléaires ».
- les recueils de règles appelés ETC (EPR Technical Code) qui ont été élaborés<sup>1</sup> pour exposer les pratiques industrielles spécifiques au réacteur EPR et qui se substituent par conséquent à des RCC existants :
  - ETC-C (EPR Technical Code for Civil Works) pour le génie civil.
  - ETC-F (EPR Technical Code for Fire) pour l'incendie.
- les autres codes et normes, qui ont également vocation à s'appliquer au réacteur EPR, notamment compte tenu du contexte européen du projet (au niveau réglementaire et industriel). Ces codes ou normes peuvent se substituer, pour certains thèmes techniques, et avec un domaine de couverture clairement défini, à des RCC ou ETC existants.

Sont en particulier concernés les thèmes techniques suivants :

- Equipements sous pression nucléaires : les codes et normes suivants peuvent être appliqués à EPR en fonction du niveau d'exigence et de qualité requis : l'ASME III-NC, la règle KTA class 2, d'autres normes européennes harmonisées (EN13445, EN13480, ...) ou d'autres codes industriels conformes aux exigences essentielles de sécurité. L'utilisation de ces codes est précisée au paragraphe 3 de la section 3.2.1 du RDS, en fonction des niveaux de classement de sûreté retenus pour les composants mécaniques, et à la section 3.6.2 vis-à-vis des niveaux de classement ESPN retenus pour les équipements.
- Equipements sous pression non nucléaires : les différentes normes harmonisées développées au sein du CEN peuvent être utilisées.
- Qualification des matériels : l'approche proposée par EDF pour EPR consiste à ne plus se restreindre à l'utilisation de la seule méthode de qualification développée en France, et à faire appel à des méthodes utilisées dans d'autres pays.

Cette approche a fait l'objet d'un positionnement favorable de la DGSNR dans son courrier DEP-SD2/n°0440/2005 du 10 août 2005.

1. En s'appuyant dans certains cas sur les Eurocodes (normes de conception des structures en béton) publiés au niveau européen, et déclinés en normes françaises



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.6  
SECTION : 1.6.2  
PAGE : 4/5  
STANDARD

Comme indiqué dans le courrier ECEP040128 du 4 août 2004, et dans le sous-chapitre 3.7 du RDS, la norme applicable pour prononcer la qualification des matériels sur le réacteur EPR est la norme internationale CEI60780<sup>2</sup>, complétée en particulier par la norme internationale CEI60980 pour la qualification sismique. La norme CEI60780 peut se décliner dans les deux pratiques de qualification suivantes, en plus de la méthode basée sur le Code RCC-E et les spécifications associées : la méthode allemande basée sur l'ensemble des règles KTA (notamment KTA Standard n°3501 et KTA Standard n°3701), la méthode américaine basée sur les règles IEEE (notamment IEEE n°323).

Les différents codes sont listés dans le tableau ci-après avec les indications suivantes :

- correspondance entre les codes ETC et les codes RCC actuellement d'application sur les réacteurs en exploitation,
- RFS (Règles Fondamentales de Sûreté) émises par l'Autorité de Sûreté sur certains codes RCC, non applicables à EPR en dehors de la RFS V2e, conformément à la lettre DGSNR/SD2/n°307/2005 du 17 juin 2005,
- références des codes applicables à EPR.

---

2. Norme applicable aux matériels électriques stricto sensu mais dont les principes sont reproductibles pour les matériels mécaniques



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.6  
SECTION : 1.6.2  
PAGE : 5/5  
STANDARD

Thème	Code applicable à EPR	Code RCC correspondant (et RFS associée <sup>3</sup> )	Références du code applicable à EPR
Combustible	RCC-C (1)	idem (RFS V.2.e)	Édition AFCEN décembre 2005 et ses modificatifs (1)
Composants mécaniques	<b>RCC-M</b> ou autres Codes (2)	idem (RFS V.2.c)	Edition AFCEN 2007 + fiches modificatives de 2008
Équipements électriques et Contrôle-commande	<b>RCC-E</b> (3a) ou autres Codes (3b)	idem (RFS V.2.d)	Edition AFCEN décembre 2005 (3a)
Génie civil (structures C1 (4a))	<b>ETC-C</b> (4b)	RCC-G (4c) (RFS V.2.b et V.2.h)	Notes EDF ENSGGC050076B + ENSGGC100349D
Incendie	<b>ETC-F</b> (5a)	RCC-I (5b) (RFS V.2.f et V.2.j)	Note EDF ENGSIN040478B (5a)

- (1) Le RCC-C est utilisé pour la conception et la construction du combustible pour le premier cœur et son renouvellement. La dernière version parue applicable est l'édition AFCEN de décembre 2005, complétée des modificatifs de décembre 2011.
- (2) La liste des codes applicables est présentée à la section 3.6.2 comme indiqué précédemment.
- (3a) Ce code de conception est accompagné d'un cahier de Données de Projet EPR (note EDF ENSEMD050222 indice C).
- (3b) En particulier pour ce qui concerne la qualification des matériels : la norme internationale CEI60780 et sa déclinaison au niveau de la pratique de qualification allemande basée sur l'ensemble des règles KTA (notamment KTA Standard n°3501 et KTA Standard n°3701), ou américaine basée sur les règles IEEE (notamment IEEE n°323).
- (4a) Pour les structures non classées C1 mais classées SC2, des notes d'hypothèses spécifiques sont établies pour leur conception.
- (4b) La version applicable de l'ETC-C est complétée par une note de synthèse des prescriptions complémentaires pour la conception de Flamanville 3 tenant compte de l'instruction de la révision B de l'ETC-C (ENSGGC100349 indice D).
- (4c) RCC-G (édition juillet 88) : Règles de Conception et de Construction applicables au génie civil (règles BAEL + BPEL) (pour les tranches REP 1300MW).
- (5a) L'ETC-F (version G) a été transmis par le courrier ENGSIN060229.
- (5b) RCC-I (édition octobre 87, rév. 4) : Règles de Conception et de Construction applicables à la protection contre l'incendie (d'application pour le REP N4).

3. Voir paragraphe 3 de la section 1.7.0 du RDS pour la liste des RFS applicables à EPR



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.6  
SECTION : 1.6.3  
PAGE : 1/7  
STANDARD

**SOMMAIRE**

<b>1.6.3.ENGAGEMENTS EDF (REFERENCES "D") .....</b>	<b>3</b>
<b>1. ANTÉRIEURES AU DÉCRET N°2007-534 DU 10 AVRIL 2007 .....</b>	<b>3</b>
<b>2. POSTÉRIEURES AU DÉCRET N°2007-534 DU 10 AVRIL 2007 .....</b>	<b>4</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.6

SECTION : 1.6.3

PAGE : 2/7

STANDARD



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.6  
SECTION : 1.6.3  
PAGE : 3/7  
STANDARD

### **1.6.3.ENGAGEMENTS EDF (REFERENCES "D")**

#### **1. ANTÉRIEURES AU DÉCRET N°2007-534 DU 10 AVRIL 2007**

- [D1] Lettre EDF / Électriciens allemands ENSN9901638 – 2 Novembre 1999  
Annexe : "EPR project : improvements made on the main safety options"
- [D2] Lettre EDF / Électriciens allemands ENSN0000120 – 7 Février 2000  
Annexe : "Improvements on the main safety options for the EPR project – Complementary information"
- [D3] Lettre EDF / Électriciens allemands ENSN0000525 – 16 Juin 2000  
Annexe : "EPR project – Technical commitments for the Detailed Design phase"
- [D4] Lettre EDF ECECI020877 – 23 Décembre 2002  
Projet EPR - Réunion du 04 octobre 2002 - Rapport Préliminaire de Sûreté
- [D5] Lettre EDF ECECI030190 – 10 Mars 2003  
EPR - Réunion du 24 janvier 2003 - Impact d'une augmentation du niveau de puissance sur les dossiers DAC
- [D6] Lettre EDF ECEM030018 – 18 Mars 2003  
Projet EPR - Plan et contenu du Rapport Préliminaire de Sûreté
- [D7] Lettre EDF ECEM030097 – 22 Juillet 2003  
Positions et actions du Projet EPR suite au Groupe Permanent Réacteur du 3 juillet 2003.
- [D8] Lettre EDF ECEEM030107 – 5 Août 2003  
EPR : Etat de l'instruction au 15 juillet 2003
- [D9] Lettre EDF CPASDEREF040072 – 28 Janvier 2004  
Lettre d'envoi de la version 2003 du Rapport Préliminaire de Sûreté EPR
- [D10] Lettre EDF ECMT040019 - 9 Juillet 2004  
Groupe Permanent Réacteurs « Safety assessment of the EPR Project »
- [D11] Lettre EDF ENSNEA040073 – 15 Juillet 2004  
Méthodologie d'évaluation des conséquences radiologiques des accidents
- [D12] Lettre EDF ENSNDR040148 – 30 Août 2004  
EPR : Prise en compte des RFS classement dans la démarche de classement EPR
- [D13] Lettre EDF ECMT040059 – 2 Décembre 2004  
Groupe Permanent pour les réacteurs nucléaires du 18 novembre 2004 - Positions et actions EDF
- [D14] Lettre EDF ENSNEA040111 – 3 Décembre 2004  
Méthodologie d'évaluation des conséquences radiologiques des accidents
- [D15] Lettre EDF ENSN050015 – 28 Janvier 2005  
Conséquences radiologiques des accidents - Projet EPR
- [D16] Lettre EDF ENSEMD050050 – 15 Février 2005  
EPR - RCC-E
- [D17] Lettre EDF ENSN050023 – 17 Février 2005  
Dossier EPR - Exclusion de Rupture
- [D18] Lettre EDF ENDDP050010 – 22 Février 2005  
Doctrines de qualification





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.6  
SECTION : 1.6.3  
PAGE : 4/7  
STANDARD

- [D19] Lettre EDF ENDDP050050 – 20 Mai 2005  
Projet EPR - Doctrine de qualification
- [D20] Lettre EDF ECMT050085 – 11 Juillet 2005  
Groupe Permanent chargé des Réacteurs - Réunion du 5 juillet 2005 -  
Positions et actions EDF
- [D21] Lettre EDF ENSNEA050116 – 16 Septembre 2005  
GP Conséquences radiologiques. Suite réunion de cadrage du 02/09/2005
- [D22] Lettre EDF ECEMA050876 – 30 Septembre 2005  
EPR – Echancier de réponse aux recommandations de la SPN MCG du 26  
avril 2005
- [D23] Lettre EDF ECMT050118 – 7 Octobre 2005  
EPR : Rapport Préliminaire de sûreté édition 2005
- [D24] Lettre EDF ECMT050144 – 13 Décembre 2005  
Groupe Permanent chargé des Réacteurs – Réunion du 1<sup>er</sup> décembre 2005 -  
Positions et actions EDF
- [D25] Lettre EDF ENSEMD060059 – 23 Février 2006  
Code RCC-E pour EPR
- [D26] Lettre EDF ECMT060045 – 28 Février 2006  
Groupe Permanent chargé des Réacteurs – Réunion du 26 janvier 2006 -  
Positions et actions EDF
- [D27] Lettre EDF ECMT060051 – 9 Mars 2006  
EPR : projet de rapport préliminaire de sûreté version de mars 2006
- [D28] Lettre EDF ECEMA060517 – 12 Avril 2006  
EPR – Suite de la SPN 'Exclusion de rupture' du 21 juin 2005
- [D29] Lettre EDF ENGSGC060218 – 11 Mai 2006  
EPR - Code ETC-C
- [D30] Lettre EDF ECEMA060676 – 21 Juin 2006  
EPR - Echancier de réponses aux recommandations de la SPN GV du 13  
décembre 2005
- [D31] Lettre EDF ECEMA060832 – 18 Juillet 2006  
EPR - Echancier de réponses aux recommandations de la SPN Cuve du 05  
janvier 2006
- [D32] Lettre EDF ECMT060119 – 24 Juillet 2006  
Groupe Permanent chargé des Réacteurs – Réunions des 6 et 11 juillet 2006  
– Positions et actions EDF
- [D33] Lettre EDF ENSN060089 – 25 Septembre 2006  
Groupe Permanent Conséquences radiologiques – Positions et actions EDF

## **2. POSTÉRIEURES AU DÉCRET N<sup>O</sup> 2007–534 DU 10 AVRIL 2007**

- [D34] Lettre EDF CPASDEREF070183 – 17 Avril 2007  
Note de synthèse ECEP070381 du 01 mars 2007 - Programme d'instruction  
anticipée EPR en vue de l'autorisation de mise en service
- [D35] Lettre EDF DPI/DIN/EM/MRC/MG-07/010 – 17 Décembre 2007  
Instruction des études d'accidents du rapport de sûreté de l'EPR
- [D36] Lettre EDF ECMT080004 – 14 Janvier 2008  
Avis IRSN 1<sup>er</sup> béton - Positions et actions EDF



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.6  
SECTION : 1.6.3  
PAGE : 5/7  
STANDARD

- [D37] Lettre EDF DPI/DIN/EM/MRC/MG-08/003 – 26 Février 2008  
Instruction des études d'accidents du rapport de sûreté de l'EPR
- [D38] Lettre EDF ECEP080230 – 26 Février 2008  
Instruction distribution électrique
- [D39] Lettre EDF ECMT080028 – 1 Avril 2008  
Avis IRSN CIA EPR - Positions et actions EDF
- [D40] Lettre EDF ENSN080023 – 2 Avril 2008  
GP Conséquences Radiologiques - Suite réunion de cadrage du 15 février 2008
- [D41] Lettre EDF ECEF080775 – 10 Avril 2008  
Instruction avis IRSN n°2 sur la CIA EPR
- [D42] Lettre EDF du 5 Mai 2008, réponse au courrier ASN  
DEP-DCN-0028-2008-05-05  
Architecture du Contrôle Commande
- [D43] Lettre EDF ECEP081096 – 17 Juin 2008  
Transmission du CR du séminaire sur les études d'accidents du 04/04/08
- [D44] Lettre EDF ECEP081533 – 31 Juillet 2008  
EPR FA3 - Instruction des études de Génie-Civil
- [D45] Lettre EDF ECEP083029 – 29 Décembre 2008  
Instruction anticipée EPR - Thème agressions
- [D46] Lettre EDF ECMT090043 – 31 Mars 2009  
Avis CIA EPR - lot 3
- [D47] Lettre EDF ECEP090774 – 9 Avril 2009  
EPR – Instruction anticipée CIA – Bilan des transmissions faisant suite à l'instruction des lots n°1 et 2
- [D48] Lettre EDF ECMT090071 – 15 Juin 2009  
Positions actions EDF suite à l'avis définitif IRSN sur le lot n°4 de la CIA
- [D49] Lettre EDF ECEP091863 – 2 Juillet 2009  
Groupe permanent d'Experts pour les réacteurs du 18 juin 2009
- [D50] Lettre EDF ENFC090084 – 20 Juillet 2009  
Positions-Actions EDF suite à l'instruction de la note de doctrine ICIA (informations utilisées en Conduite Incidentelle Accidentelle) référencée ENFCRI070332A de juillet 2008
- [D51] Lettre EDF ENSN090111 – 23 Juillet 2009  
Positions et actions EDF - Suite du GP du 25 juin 2009 'Conséquences radiologiques des accidents du Parc et d'EPR'
- [D52] Lettre EDF ECEP093483 – 30 Décembre 2009  
EPR FA3 - Instruction des essais de démarrage
- [D53] Lettre EDF ECEP100333 – 18 Février 2010  
EPR FA3 - Position/Action EDF - Avis Règles de Conduite Incidentelle
- [D54] Lettre EDF EDEFR101526 – 31 Mai 2010  
GP-ESPN du 9 juin 2010 - Classement et niveau ESPN - Propositions de positions et actions EDF
- [D55] Lettre EDF ECEP102263 – 13 Août 2010  
EPR FA3 – Contrôle-commande
- [D56] Lettre EDF ECEP103382 – 18 Janvier 2011  
EPR FA3 – Instruction des essais de démarrage.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.6  
SECTION : 1.6.3  
PAGE : 6/7  
STANDARD

- [D57] Lettre EDF ECEP103219 - 25 Février 2011  
Officialisation des Positions / Actions EDF qui font suite au projet d'avis IRSN relatif aux reliquats de principes GIA référencé DSRST3G2010196.
- [D58] Lettre EDF ECEP111483 - 23 Juin 2011  
Positions et actions EDF - Suite du GP Réacteurs du 16 juin 20112011, portant sur le contrôle-commande du réacteur EPR Flamanville 3.
- [D59] Lettre EDF ECEP111771 - 27 Juillet 2011  
Instruction anticipée de la demande de mise en service de Flamanville 3 en réponse au courrier CODEPDCN2011010882.
- [D60] Lettre EDF DPIDINEMMRCPC11021 - 2 Novembre 2011  
Post-Fukushima - Groupe Permanent d'Experts pour les réacteurs et usines - Réunions des 8,9 et 10 novembre 2011 - Positions et Actions EDF.
- [D61] Lettre EDF DPIDINEMMRCPC11022 - 17 Novembre 2011  
Post-Fukushima - Groupe Permanent d'Experts pour les réacteurs et usines - Réunions des 8,9 et 10 novembre 2011 - Actions complémentaires EDF.
- [D62] Lettre EDF ECESN120527 - 25 Juin 2012  
EPR FA3 - Instruction de la thématique « Génie Civil »
- [D63] Lettre EDF ECESN120696 - 8 Août 2012  
Instruction de la thématique 'essais de démarrage'
- [D64] Lettre EDF ECESN121019 - 12 Novembre 2012  
Programme d'instruction anticipée EPR FA3 en vue de l'autorisation de mise en service
- [D65] Lettre EDF ENPRTR120335 - 21 Décembre 2012  
RTV MTC3D - Dossier complémentaire pour le transitoire de RTV avec arrêt des pompes primaires (CODEPDCN2010006316)
- [D66] Lettre EDF DPIDINEMMRCPC13002 - 28 Février 2013  
Post-Fukushima - Groupe Permanent d'Experts pour les Réacteurs des 13 et 20 décembre 2012 - Positions et Actions EDF
- [D67] Lettre EDF ECESN110239 B - 29 Octobre 2013  
Programme d'instruction anticipée EPR FA3 en vue de l'autorisation de mise en service
- [D68] Lettre EDF ECESN140192 - 25 Février 2014  
EPR FA3 – Groupe permanent Réacteur du 30 janvier 2014 relatif aux EPS de niveau 1 - Positions et Actions d'EDF
- [D69] Lettre EDF ECESN140521 – 02 Juin 2014  
EPR FA3 - Groupe permanent d'Experts pour les réacteurs nucléaires - Réunion du 29 avril 2014 - Examen de la démarche de classement du réacteur n03 de Flamanville
- [D70] Lettre EDF ECESN140696 - 25 Juillet 2014  
EPR FA3 – Instruction de la thématique « Essais de démarrage »
- [D71] Lettre EDF D305114013432 - 02 Janvier 2015  
EPR FA3 - Fiche Technique FTAVPSN201400197 - Courrier de Positions/Actions EDF
- [D72] Lettre EDF D305115065081 - 07 Juillet 2015  
EPR FA3 - Examen des moyens organisationnels, humains et techniques de conduite du réacteur EPR Réponse au rapport IRSN n° 2015-00006
- [D73] Lettre EDF D305115113343 - 09 Décembre 2015  
EPR FA3 - GP AG/EPS2 - Positions/Actions sur le rapport IRSN
- [D74] Lettre EDF D305116004313 - 12 Février 2016  
EPR FA3 – Instruction de la thématique « Conception du système ASG »



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.6

SECTION : 1.6.3

PAGE : 7/7

STANDARD

- [D75] Lettre EDF D305116011726 - 22 Mars 2016  
EPR FA3 - Système VDA - Positions et Actions EDF sur la FT/AV/PSN/2015-00219
- [D76] Lettre EDF D305116052105 - 19 Mai 2016  
EPR FA3 – Groupe permanent Réacteur des 30 et 31 Mars 2016 relatif à l'entreposage et la manutention du combustible - Positions et Actions d'EDF
- [D77] Lettre EDF D305116062579 - 30 Juin 2016  
EPR FA3 - Groupe permanent Réacteur des 30 et 31 Mars 2016 relatif à l'entreposage et la manutention du combustible - Positions et Actions d'EDF relatives aux Observations
- [D78] Lettre EDF D305116098733 - 27 Octobre 2016  
EPR FA3 - Instruction de la qualification - Envoi des Position/Action sur la FT NSQ Elec lot 1
- [D79] Lettre EDF D305116108742 - 17 Janvier 2017  
EPR FA3 - Instruction de la qualification - Envoi des Position/Action sur la FT Méthodologie de qualification des équipements aux conditions accidentelles (hors accident grave)



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOMMAIRE  
SOUS-CHAP : 1.7

**SOMMAIRE SOUS CHAPITRE 1.7**

**1.7 - CONFORMITÉ AVEC LA RÉGLEMENTATION**

**1.7.0 - EXIGENCES RETENUES**

**1.7.1 - CONFORMITÉ AUX EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES**



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.0  
PAGE : 1/33  
STANDARD

## SOMMAIRE

<b>1.7. CONFORMITÉ AVEC LA RÉGLEMENTATION .....</b>	<b>5</b>
<b>1.7.0.EXIGENCES RETENUES .....</b>	<b>5</b>
<b>1. CADRE D'ENSEMBLE.....</b>	<b>5</b>
<b>2. TEXTES RÉGLEMENTAIRES APPLICABLES .....</b>	<b>6</b>
<b>2.1. CADRE RÉGLEMENTAIRE (LE SOCLE).....</b>	<b>6</b>
<b>2.2. DÉCRET D'AUTORISATION DE CRÉATION (DAC) ET PRESCRIPTIONS ASSOCIÉES .....</b>	<b>9</b>
<b>2.3. RÉGLEMENTATION RELATIVE À LA PROTECTION DE L'ENVIRONNEMENT.....</b>	<b>11</b>
<b>2.4. RÉGLEMENTATION RELATIVE AUX APPAREILS À PRESSION .....</b>	<b>12</b>
<b>2.4.1. ÉQUIPEMENTS SOUS PRESSION.....</b>	<b>12</b>
<b>2.4.2. ÉQUIPEMENTS SOUS PRESSION NUCLÉAIRES .....</b>	<b>13</b>
<b>2.4.3. PRÉCISIONS COMPLÉMENTAIRES.....</b>	<b>14</b>
<b>2.5. RÉGLEMENTATION SPÉCIFIQUE À LA RADIOPROTECTION .....</b>	<b>15</b>
<b>2.6. RÉGLEMENTATION SPÉCIFIQUE À LA GESTION DES DÉCHETS .....</b>	<b>16</b>
<b>2.7. DISPOSITIONS RELATIVES AUX INCIDENTS ET ACCIDENTS.....</b>	<b>16</b>
<b>2.8. AUTRES RÉGLEMENTATIONS FRANÇAISES .....</b>	<b>17</b>
<b>2.9. TEXTES INTERNATIONAUX.....</b>	<b>17</b>
<b>3. RÉFÉRENTIEL NON RÉGLEMENTAIRE PRIS EN COMPTE.....</b>	<b>20</b>
<b>3.1. DIRECTIVES TECHNIQUES .....</b>	<b>20</b>
<b>3.2. RÈGLES FONDAMENTALES DE SÛRETÉ ET GUIDES ASN.....</b>	<b>20</b>
<b>3.2.1. RFS NUMÉRO I.2.A (05/08/1980) – RISQUES LIÉS AUX CHUTES D'AVIONS.....</b>	<b>21</b>
<b>3.2.2. RFS NUMÉRO I.2.B (05/08/1980) – ÉMISSION DE PROJECTILES PAR SUITE DE L'ÉCLATEMENT DES GROUPES TURBO-ALTERNATEURS .....</b>	<b>21</b>
<b>3.2.3. RFS NUMÉRO 2001-01 (16/05/2001) (RÉVISION DE LA RFS NUMÉRO I.2.C DE 1981) – RISQUE SISMIQUE.....</b>	<b>22</b>
<b>3.2.4. RFS NUMÉRO I.2.D (07/05/1982) – RISQUES LIÉS À L'ENVIRONNEMENT INDUSTRIEL ET AUX VOIES DE COMMUNICATION .....</b>	<b>22</b>
<b>3.2.5. GUIDE N°13 DE L'ASN (AVRIL 2013 ; ABROGE LA RFS NUMÉRO I.2.E DU 12/04/1984) – RISQUE D'INONDATION D'ORIGINE EXTERNE.....</b>	<b>22</b>
<b>3.2.6. RFS NUMÉRO I.3.A (05/08/1980) – UTILISATION DU CRITÈRE DE DÉFAILLANCE UNIQUE DANS LES ANALYSES DE SÛRETÉ .....</b>	<b>23</b>
<b>3.2.7. RFS NUMÉRO I.3.B (08/06/1984) – INSTRUMENTATION SISMIQUE .....</b>	<b>24</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.0  
PAGE : 2/33  
STANDARD

3.2.8. RFS NUMÉRO I.3.C (01/08/1985) – ÉTUDES GÉOLOGIQUES ET GÉOTECHNIQUES DU SITE (CARACTÉRISTIQUES DES SOLS ET COMPORTEMENT DES TERRAINS) .....	24
3.2.9. RFS NUMÉRO II.2.2.A REVISION 1 (31/12/1985) – CONCEPTION DU SYSTEME D'ASPERSION DE L'ENCEINTE .....	24
3.2.10. RFS NUMÉRO II.3.8 (08/06/1990), GUIDES N°8 DU 4/9/2012 ET N°19 DU 21/2/2013 – CONSTRUCTION ET EXPLOITATION DU CSP .....	25
3.2.11. RFS NUMÉRO II.4.1.A (15/05/2000) – CONCEPTION, RÉALISATION, MISE EN OEUVRE ET EXPLOITATION DES LOGICIELS DES SYSTÈMES ÉLECTRIQUES CLASSÉS DE SÛRETÉ .....	25
3.2.12. RFS NUMÉRO IV.1.A (21/12/1984) – CLASSEMENT DES MATÉRIELS MÉCANIQUES, SYSTÈMES ÉLECTRIQUES, STRUCTURES ET OUVRAGES DE GÉNIE CIVIL .....	26
3.2.13. RFS NUMÉRO IV.2.A (21/12/1984) – CONCEPTION DES MATÉRIELS MÉCANIQUES CLASSÉS DE SÛRETÉ, VÉHICULANT OU CONTENANT UN FLUIDE SOUS PRESSION ET CLASSÉS DE NIVEAUX 2 ET 3 .....	26
3.2.14. RFS NUMÉRO IV.2.B (31/07/1985) – CONCEPTION, QUALIFICATION, MISE EN OEUVRE ET EXPLOITATION DES MATÉRIELS ÉLECTRIQUES APPARTENANT AUX SYSTÈMES ÉLECTRIQUES CLASSÉS DE SÛRETÉ	27
3.2.15. RFS NUMÉRO V.1.A (18/01/1982) – DÉTERMINATION DE L'ACTIVITÉ RELÂCHÉE HORS DU COMBUSTIBLE DANS LES ÉTUDES DE SÛRETÉ RELATIVES AUX ACCIDENTS .....	27
3.2.16. RFS NUMÉRO V.1.B (10/06/1982) – MOYENS DE MESURES MÉTÉOROLOGIQUES .....	28
3.2.17. RFS NUMÉRO V.2.B (30/07/1981) – RÈGLES GÉNÉRALES APPLICABLES À LA RÉALISATION DES OUVRAGES DE GÉNIE CIVIL ..	28
3.2.18. RFS NUMÉRO V.2.C RÉVISION 1 (12/09/1986) – RÈGLES GÉNÉRALES APPLICABLES À LA RÉALISATION DES MATÉRIELS MÉCANIQUES .....	28
3.2.19. RFS NUMÉRO V.2.D RÉVISION 1 (23/09/1986) – RÈGLES GÉNÉRALES APPLICABLES À LA RÉALISATION DES MATÉRIELS ÉLECTRIQUES .....	29
3.2.20. RFS NUMÉRO V.2.E RÉVISION 2 (14/12/1990) – RÈGLES GÉNÉRALES APPLICABLES À LA RÉALISATION DES ASSEMBLAGES COMBUSTIBLES .....	29
3.2.21. RFS NUMÉRO V.2.F (28/12/1982) – PROTECTION CONTRE L'INCENDIE .....	29
3.2.22. GUIDE 2/01 (26/05/2006) REMPLAÇANT LA RFS NUMÉRO V.2.G (31/12/1985) – CALCULS SISMQUES DES OUVRAGES DE GÉNIE CIVIL	30



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.0  
PAGE : 3/33  
STANDARD

3.2.23. RFS NUMÉRO V.2.H (04/06/1986) – RÉALISATION DES OUVRAGES DE GÉNIE CIVIL.....	30
3.2.24. RFS NUMÉRO V.2.J (21/11/1988) – PROTECTION CONTRE L'INCENDIE .....	31
3.2.25. RFS 2002-01 (26/12/2002) – UTILISATION DES ÉTUDES PROBABILISTES DE SÛRETÉ.....	31
3.2.26. CONCLUSION .....	31
3.3. AUTRES TEXTES INTERNATIONAUX .....	32
LISTE DES RÉFÉRENCES .....	33





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.0

PAGE : 4/33

STANDARD

**TABLEAUX :**

1.7.0 TAB 1 TABLEAU RÉCAPITULATIF DE L'APPLICABILITÉ DES RFS/GUIDES À FLA 3

**FIGURES :**

1.7.0 FIG 1 CORPUS RÉGLEMENTAIRE FRANÇAIS



## 1.7. CONFORMITÉ AVEC LA RÉGLEMENTATION

### 1.7.0.EXIGENCES RETENUES

#### 1. CADRE D'ENSEMBLE

Les exigences administratives et techniques imposées par la réglementation française visent à garantir un fonctionnement sûr des installations nucléaires de base et à réduire leurs impacts sur la santé de l'homme et l'environnement. Ces exigences couvrent la conception, la construction, le fonctionnement, la mise à l'arrêt et le démantèlement des centrales nucléaires.

Une centrale nucléaire présente, sur le plan de la sûreté nucléaire, les deux caractéristiques suivantes :

- elle constitue une source de rayonnements ionisants,
- elle produit des effluents radioactifs dont le rejet est normalement contrôlé ou exceptionnellement non contrôlé en cas d'incidents ou d'accidents.

La protection contre les effets des rayonnements ionisants, la prévention des incidents et accidents et les moyens à mettre en oeuvre pour en limiter les effets (mitigation) exigent que des dispositions techniques et/ou organisationnelles soient prises à tous les stades de la vie de l'installation.

L'ensemble de ces dispositions techniques et/ou organisationnelles participe à la sûreté nucléaire de l'installation.

L'Etat **défini** la réglementation en matière de sécurité nucléaire et **met en oeuvre** les contrôles visant à son application.

L'article L. 592-1 du code de l'environnement dispose que l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN), entité administrative indépendante participe au contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection et à l'information du public dans ces domaines <sup>1</sup>.

Selon l'article L.592-19 du code de l'environnement, l'ASN peut prendre des décisions réglementaires à caractère technique pour compléter les modalités d'application des décrets et arrêtés pris en matière de sûreté nucléaire ou de radioprotection, à l'exception de ceux ayant trait à la médecine du travail. De telles décisions sont soumises à l'homologation des ministres chargés de la sûreté nucléaire pour celles qui sont relatives à la sûreté nucléaire ou des ministres chargés de la radioprotection pour celles relatives à la radioprotection. Les arrêtés portant homologation des décisions ASN sont publiés au *journal officiel*.

Le corpus réglementaire français est hiérarchisé. Cette hiérarchie est classiquement illustrée par la figure 1.7.0 FIG 1.

---

1. Articles L.592-1 à L.592-40 du code de l'environnement



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.0  
PAGE : 6/33  
STANDARD

Dans ce paragraphe sont présentés les textes réglementaires de base applicables :

- les textes administratifs et techniques relatifs aux installations nucléaires de base,
- les textes et décrets relatifs à la protection contre les rayonnements ionisants et aux rejets d'effluents,
- sont également évoquées d'autres dispositions réglementaires issues du code de l'aviation civile, du code de la santé publique, du code de l'environnement.

Les règles fondamentales de sûreté (RFS) ou guides de l'ASN n'ont pas une portée réglementaire. Ces textes sont examinés dans le paragraphe 3.

Une mention particulière est faite des Directives Techniques (Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression). Ce texte [1] présente l'opinion du Groupe Permanent chargé des Réacteurs nucléaires (GPR) concernant la philosophie et l'approche de sûreté nucléaire, ainsi que les exigences générales de sûreté à considérer pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires de type REP. Ces Directives Techniques ne figurent pas explicitement dans la pyramide réglementaire, néanmoins pour prendre ses décisions les plus importantes relatives aux enjeux de sûreté nucléaire ou de radioprotection, l'ASN s'appuie sur les avis et recommandations des groupes permanents d'experts placés auprès d'elle dont le GPR. De facto, ces Directives Techniques sont intégrées à la base de la pyramide réglementaire (assimilées aux guides de l'Autorité de sûreté nucléaire).

Sont exposés au paragraphe 2.9, les textes d'organismes internationaux, qui constituent des recommandations à caractère non réglementaire ou qui peuvent servir de support à l'évolution de la réglementation française.

## **2. TEXTES RÉGLEMENTAIRES APPLICABLES**

### **2.1. CADRE RÉGLEMENTAIRE (LE SOCLE)**

Les dispositions liées à la sûreté nucléaire sont régies par le code de l'environnement (abrogeant et intégrant, par ordonnance n° 2012-6 du 5 janvier 2012, la loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire) et ses textes d'application.

Les dispositions liées aux installations nucléaires sont réparties dans le code de l'environnement, dans les chapitres suivants :

- **Livre 1<sup>er</sup> « Dispositions communes »**
  - **Titre II « Information et participation des citoyens »**
    - ◆ **Chapitre V « Autres modes d'information »**
      - ◆ **Section 2 « Dispositions propres aux activités nucléaires », articles L.125-10 à L.125-40**



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.0  
PAGE : 7/33  
STANDARD

- Livre V « Prévention des pollutions, des risques et des nuisances »
  - Titre IV « Déchets »
    - ◆ Chapitre II « Dispositions particulières à la gestion durable des matières et des déchets radioactifs », articles L.542-1-1-1, L.542-1-3, L.542-13-1 et L.542-13-2
  - Titre IX « La sécurité nucléaire et les installations nucléaires de base »
    - ◆ Chapitre Ier « Dispositions générales relatives à la sécurité nucléaire », articles L.591-1 à L.591-5
    - ◆ Chapitre II « L'autorité de sûreté nucléaire », articles L.592-1 à L.592-40
    - ◆ Chapitre III « Installations nucléaires de base », articles L.593-1 à L.593-38
    - ◆ Chapitre IV « Dispositions à caractère financier relatives aux installations nucléaires de base », articles L.594-1 à L.594-14
    - ◆ Chapitre V « Transport de substances radioactives », articles L.595-1 à L.595-3
    - ◆ Chapitre VI « Contrôle et contentieux », articles L.596-1 à L.596-31
    - ◆ Chapitre VII « Dispositions applicables à la responsabilité civile dans le domaine de l'énergie nucléaire », articles L.597-1 à L.597-46

Le deuxième paragraphe de l'article L.593-1 du code de l'environnement dispose que les installations nucléaires de base ne sont soumises ni aux dispositions des articles L. 214-1 à L. 214-6 du code de l'environnement [loi sur l'eau – IOTA - installations, ouvrages, travaux et activités ayant un impact sur la ressource en eau et les milieux aquatiques], ni à celles du titre I<sup>er</sup> même livre [ICPE - installations classées pour la protection de l'environnement]. Elles ne sont pas soumises au régime d'autorisation ou de déclaration visé à l'article L. 1333-4 du code de la santé publique.

L'article L.593-3 de ce même chapitre indique que **les équipements et installations, nécessaires** à l'exploitation d'une installation nucléaire de base et **implantés dans son périmètre** défini à la délivrance de l'autorisation de création voire de modification, y compris ceux qui sont inscrits à l'une des catégories comprises dans une des nomenclatures prévues aux articles L. 214-2 [IOTA] et L. 511-2 [ICPE] du code de l'environnement, sont réputés faire partie de cette installation et de facto sont soumis aux dispositions du même chapitre et du chapitre VI du Titre IX.

Les **autres équipements et installations**, inscrits à l'une des catégories précitées et implantés **dans le périmètre** de l'installation nucléaire de base, restent soumis, selon les cas, aux dispositions du code de l'environnement relatives aux IOTA et aux ICPE, l'Autorité de sûreté nucléaire exerçant les attributions en matière de décisions individuelles et de contrôle prévues par ces dispositions.

Un **équipement non nécessaire à l'exploitation** de la centrale, implanté **à l'extérieur du périmètre** de l'installation nucléaire de base est soumis selon ses caractéristiques aux dispositions du code de l'environnement portant sur les IOTA ou les ICPE voire aux dispositions du code de la santé publique.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.0  
PAGE : 8/33  
STANDARD

Le code de l'environnement encadre l'exercice des activités industrielles comportant un risque d'exposition des personnes aux rayonnements ionisants (hors activités médicales). Elle affirme les principes fondamentaux :

- de la responsabilité première de l'exploitant de l'installation à l'origine du risque,
- du contrôle de l'Etat et de son implication dans la définition de la réglementation,
- de l'obligation de transparence<sup>2</sup> des activités nucléaires par un accès garanti du public à l'information,
- la protection des intérêts mentionnés à l'article L.593-1 ; à savoir la sécurité, la salubrité et la santé publiques, la nature et l'environnement.

Les articles L.593-38 et L.595-3 du code de l'environnement précisent qu'un décret détermine les modalités d'application relatives respectivement aux installations nucléaires de base et au transport des substances radioactives. Ces modalités sont celles du décret n°**2007-1557 du 2 novembre 2007**, relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances radioactives. Ce décret structure et régleme l'essentiel des activités liées aux installations nucléaires de base et au transport des matières radioactives en raison des risques ou inconvénients que ces activités peuvent présenter pour les intérêts mentionnés à l'article L.593-1 du code de l'environnement. Il précise les différentes procédures liées à la vie de l'installation et organise l'accès aux informations, la consultation des autorités techniques et administratives nationales et locales comme du public afin d'établir une large concertation et recueillir l'acceptation du plus grand nombre pour l'exercice de ces activités.

**L'arrêté du 7 février 2012** fixe les règles générales relatives aux installations nucléaires de base. Ces règles générales sont applicables à la conception, la construction, le fonctionnement, la mise à l'arrêt définitif, le démantèlement, l'entretien et la surveillance des installations nucléaires de base, pour la protection des intérêts mentionnés à l'article L.593-1 du code de l'environnement.

L'article 9.6 de l'arrêté du 7 février 2012 abroge au 1er juillet 2013 :

- l'arrêté du 10 août 1984 relatif à la qualité de la conception de la construction et de l'exploitation des installations nucléaires de base. Les dispositions relatives à la qualité de la conception, de la construction et de l'exploitation des installations nucléaires de base sont intégrées par le Titre II « Organisation et responsabilité » de l'arrêté du 7 février 2012, lequel prescrit à l'exploitant des exigences pour l'accomplissement des activités importantes pour la protection des intérêts :
  - Les activités importantes pour la protection, leurs contrôles techniques, les actions de vérification et d'évaluation sont réalisées par des personnes ayant les compétences nécessaires ;
  - Ces activités font l'objet d'une documentation et d'une traçabilité permettant de démontrer *a priori* et de vérifier *a posteriori* le respect des exigences définies ;
  - La surveillance des activités importantes pour la protection réalisées par un intervenant extérieur doit être réalisée par l'exploitant, sauf cas particuliers.

2. La **transparence** est définie (article L.125-12 du code de l'environnement) comme l'ensemble des dispositions prises pour garantir le droit au public à une information fiable et accessible en matière de **sécurité nucléaire**, concept proposé (article L.591-1) comme regroupant la sûreté nucléaire, la radioprotection, la prévention et la lutte contre les actes de malveillance ainsi que les actions de sécurité civile en cas d'accident.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.0  
PAGE : 9/33  
STANDARD

- l'arrêté du 26 novembre 1999 fixant les prescriptions techniques générales relatives aux limites et aux modalités des prélèvements et des rejets soumis à autorisation, effectués par les installations nucléaires de base ;
- l'arrêté du 31 décembre 1999 modifié fixant a réglementation technique générale destinée à prévenir et limiter les nuisances et les risques externes résultant de l'exploitation des installations nucléaires de base.

L'article 9.4-VI de cet arrêté prévoit l'entrée en vigueur de certaines dispositions à une date postérieure à la mise en service de Flamanville 3. En l'occurrence, les articles concernés entreront en vigueur lors de la remise du rapport de réexamen de sûreté prévu pour le dossier de fin de démarrage de l'installation (article 24 du décret du 2 novembre 2007). L'autorisation de mise en service fixera le délai pour la remise de ce dossier de fin de démarrage (article 20-V du décret du 2 novembre 2007).

Les décisions « environnement » [6] et « participation du public », à caractère réglementaire et complétant les exigences de l'arrêté du 7 février 2012, sont entrées en vigueur.

## **2.2. DÉCRET D'AUTORISATION DE CRÉATION (DAC) ET PRESCRIPTIONS ASSOCIÉES**

La création d'une installation nucléaire de base est soumise à autorisation (article L.593-7 du code de l'environnement). Cette autorisation n'est délivrée que si, compte tenu des connaissances scientifiques et techniques du moment, l'exploitant démontre que les dispositions techniques ou d'organisation prises ou envisagées aux stades de la conception, de la construction et de l'exploitation ainsi que les principes généraux proposés pour le démantèlement sont de nature à prévenir ou à limiter de manière suffisante les risques ou inconvénients que l'installation présente pour les intérêts mentionnés à l'article L.593-1 (la sécurité, la santé et la salubrité publiques ou la protection de la nature et de l'environnement). L'autorisation prend en compte les capacités techniques et financières de l'exploitant qui doivent lui permettre de conduire son projet dans le respect de ces intérêts, en particulier pour couvrir les dépenses de démantèlement de l'installation et de remise en état, de surveillance et d'entretien de son lieu d'implantation.

Le dossier de demande d'autorisation fait l'objet d'une enquête publique et d'avis ou d'observations de plusieurs entités.

L'autorisation de création est un décret pris après avis de l'Autorité de sûreté nucléaire. Ce décret détermine les caractéristiques et le périmètre de l'installation et fixe le délai dans lequel celle-ci doit être mise en service.

Le **décret n°2007-534 du 10 avril 2007** (J.O.R.F. du 11 avril 2007) autorise EDF à créer l'installation nucléaire de base de Flamanville 3. Il impose des dispositions en matière de conception sur la prévention des accidents, les moyens de contrôle de la réactivité, etc... Il précise dans son article 3 que le délai pour réaliser le premier chargement en combustible nucléaire du réacteur est fixé à 13 ans à compter de la publication au journal officiel (soit avril 2020). Il dispose que pour l'obtention de l'autorisation de mise en service, l'exploitant devra transmettre à l'Autorité de sûreté nucléaire, au plus tard 12 mois avant la date prévue pour le premier chargement en combustible nucléaire du réacteur, outre les documents requis par les dispositions réglementaires applicables aux installations nucléaires de base :

- un **rapport de sûreté comportant les mises à jour du rapport préliminaire de sûreté**,
- les règles générales d'exploitation que l'exploitant prévoit de mettre en œuvre pour la protection des intérêts mentionnés à l'article L.593-1 du code de l'environnement,



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.0  
PAGE : 10/33  
STANDARD

- un plan d'urgence interne,
- une étude de gestion des déchets de l'installation,
- une mise à jour en tant que de besoin du plan de démantèlement,
- une mise à jour de l'étude d'impact.

Pour l'application du décret d'autorisation de création, l'Autorité de sûreté nucléaire définit des prescriptions relatives à la conception, à la construction et à l'exploitation de l'installation qu'elle estime nécessaires à la protection des intérêts mentionnés à l'article L.593-1 du code de l'environnement. A ce titre, elle précise notamment, en tant que de besoin, les prescriptions relatives aux prélèvements d'eau de l'installation et aux substances radioactives issues de l'installation. Les prescriptions fixant les limites de rejets de l'installation dans l'environnement sont soumises à homologation. Ainsi, les décisions concernant les rejets et prélèvements sont les suivantes :

- la décision 2010-DC-0188 de l'ASN du 7 juillet 2010 fixant à EDF les limites de rejets dans l'environnement des effluents liquides et gazeux pour l'exploitation des réacteurs Flamanville 1, Flamanville 2 et Flamanville 3. Cette décision de l'ASN a été homologuée par un arrêté ministériel du 15 septembre 2010,
- la décision 2010-DC-189 de l'ASN du 7 juillet 2010 fixant à EDF les prescriptions relatives aux modalités de prélèvement et de consommation d'eau et de rejets dans l'environnement des effluents liquides et gazeux pour l'exploitation des réacteurs Flamanville 1, Flamanville 2 et Flamanville 3.

**La décision n°2008-DC-0114** de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 septembre 2008 [3] fixe les prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109). Elle est modifiée par **la décision n°2013-DC-0347** de l'Autorité de sûreté nucléaire du 7 mai 2013 [5] fixant des prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109), ainsi que des prescriptions relatives aux **essais de démarrage** du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167).

La **décision n°2012-DC-0283** de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012 [4] fixe des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) INB n°108 et n°109 et n°167. Cette décision a été complétée sur le noyau dur par la décision n° 2014-DC-0403 du 21 janvier 2014 [7] fixant des prescriptions complémentaires au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n° 2012-DC-0283 [4].



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.0  
PAGE : 11/33  
STANDARD

### **2.3. RÉGLEMENTATION RELATIVE À LA PROTECTION DE L'ENVIRONNEMENT**

Cette partie sera développée dans la pièce du dossier de mise en service « mise à jour de l'étude d'impact » permettant notamment d'apprécier la conformité de l'installation réalisée avec les dispositions des décisions précitées portant sur les rejets et prélèvements. Cependant, il sera rappelé que l'impact d'une installation nucléaire sur l'environnement est dû principalement à ses rejets radioactifs, thermiques et chimiques. En fonctionnement normal, cet impact environnemental est faible. Les effets de dilution et de dispersion en milieu marin ou atmosphérique rendent négligeable cet apport radioactif comparé à la contribution<sup>3</sup> naturelle à seulement quelques kilomètres de distance.

Principaux textes applicables :

- Articles L.211-1 et suivants du code de l'environnement notamment,
- Code l'environnement, Livre V, Titre IX, Chapitre III, article L.593-10 précisant que l'Autorité de sûreté nucléaire définit des prescriptions relatives aux prélèvements d'eau et les limites de rejets,
- Décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances radioactives.
- L'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base, Titre IV « Maîtrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement ». Le titre IV définit les dispositions relatives :
  - Aux prélèvements d'eau et rejets d'effluents dans l'air et dans l'eau (prélèvements et la consommation d'eau, collecte et le traitement des effluents, rejet des effluents),
  - A la surveillance (des prélèvements et consommation d'eau, des émissions ainsi qu'une surveillance de l'environnement susceptible d'être affecté par l'installation),
  - A la prévention des pollutions et nuisances,
  - A l'information de l'autorité de contrôle,
  - Les arrêtés mentionnés en annexes.
- La décision n° 2013-DC-0360 du 16 juillet 2013 ([6], homologuée par arrêté du 9 août 2013) de l'Autorité de sûreté nucléaire fixe des dispositions relatives à la maîtrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement des INB.

3. L'essentiel de la radioactivité présente dans l'environnement est d'origine naturelle. Elle provient des rayons cosmiques, du radon issu des minéraux du sol, des rayonnements telluriques venant des isotopes des chaînes de l'uranium et du thorium présents dans les sols, du carbone 14 et du potassium 40 présents dans les aliments et dans l'organisme humain. On trouve aussi dans certains compartiments de l'environnement des isotopes radioactifs artificiels, provenant des essais nucléaires atmosphériques, des retombées de Tchernobyl, et enfin, pour une part très minoritaire, des activités nucléaires industrielles.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.0  
PAGE : 12/33  
STANDARD

## 2.4. RÉGLEMENTATION RELATIVE AUX APPAREILS À PRESSION

En vue de la protection des intérêts mentionnés à l'article L.593-1 du code de l'environnement, la construction et l'utilisation des équipements sous pression spécialement conçus pour les installations nucléaires de base sont soumis à des règles générales et des prescriptions particulières.

Le contexte réglementaire des appareils à pression a évolué dans le cadre :

- de la transposition dans le droit français des exigences de la directive européenne 97/23/CE du 29 mai 1999 relative "au rapprochement des législations des Etats membres concernant les équipements sous pression" ;
- du code de l'environnement<sup>4</sup> codifiant les dispositions relatives à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire ;
- du décret<sup>5</sup> n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances radioactives.

L'article 5.1 du titre V de l'arrêté du 7 février 2012 précise que les dispositions relatives aux équipements sous pression spécialement conçus pour les installations nucléaires de base sont fixées par les arrêtés du 10 novembre 1999 et du 12 décembre 2005.

La nouvelle réglementation conduit à distinguer les équipements sous pression nucléaire (tel que défini par l'arrêté du 12 décembre 2005 relatif aux équipements sous pression nucléaires) des autres équipements sous pression.

### 2.4.1. ÉQUIPEMENTS SOUS PRESSION

La directive 97/23/CE relative à la conception et à la fabrication des équipements sous pression a été transposée en droit français sous la forme de 2 textes :

- le décret n°99-1046 du 13 décembre 1999 relatif aux équipements sous pression,
- l'arrêté du 21 décembre 1999 relatif à la classification et à l'évaluation de la conformité des équipements sous pression.

Ces deux textes ont été complétés par :

- l'arrêté du 15 mars 2000 relatif à l'exploitation des équipements sous pression.

4. L'article L.592-24 du code de l'environnement précise : « Le contrôle du respect des dispositions relatives aux appareils sous pression implantés dans une installation nucléaire de base peut être assuré par des agents désignés par l'Autorité de sûreté nucléaire parmi les agents placés sous son autorité... ». L'article L.593-4 du code de l'environnement stipule : « Pour protéger les intérêts [...les INB...] sont soumis à des règles générales applicables à toutes ces installations .... Il en est de même pour la **construction et l'utilisation des équipements sous pression spécialement conçus pour ces installations.** » .

5. Le titre IX de ce décret est consacré aux « Dispositions relatives aux équipements sous pression des installations nucléaires de base ».



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.0  
PAGE : 13/33  
STANDARD

## 2.4.2. ÉQUIPEMENTS SOUS PRESSION NUCLÉAIRES

Ils sont soumis à :

- l'arrêté du 12 décembre 2005 relatif aux équipements sous pression nucléaire (ce texte rend caduques les règles techniques relatives à la construction des futurs CPP (Circuit Primaire Principal) et CSP (Circuits Secondaires Principaux)).

Cet arrêté a été publié au *journal officiel* le 22 janvier 2006. Il précise les exigences applicables à la conception, la construction et l'exploitation des équipements sous pression nucléaires tels que définis dans cet arrêté.

Ces exigences sont graduées en trois niveaux correspondant aux niveaux de classement nucléaire des équipements sous pression. Le classement des circuits ou parties de circuits ne faisant pas partie du CPP ou CSP est déterminé à partir de l'activité contenue dans les récipients (réservoirs et échangeurs) de ces circuits (voir paragraphe 2.4.3). L'arrêté rend applicables aux équipements sous pression nucléaires certaines dispositions de la réglementation applicables aux autres équipements sous pression.

Les circuits CPP et CSP sont de plus soumis à une réglementation spécifique constituée par :

- l'arrêté du 10 novembre 1999 relatif à la surveillance de l'exploitation du CPP et du CSP des réacteurs nucléaires à eau sous pression (il abroge les dispositions relatives à la surveillance en exploitation de l'arrêté du 26 février 1974 et de la RFS II.3.8.).

Cet arrêté définit les limites des circuits CPP et CSP ainsi que les exigences relatives à leur surveillance en exploitation (voir paragraphe 2.4.3).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.0  
PAGE : 14/33  
STANDARD

### 2.4.3. PRÉCISIONS COMPLÉMENTAIRES

#### 1. Modalités d'application de l'arrêté du 12 décembre 2005

Pour déterminer le classement nucléaire des équipements il est nécessaire :

- de connaître l'activité volumique des différents circuits. Cette activité est calculée sur la base des activités établies à partir d'un guide professionnel (référence ENTERP100171),
- de calculer, sur la base des activités des circuits, l'activité contenue dans chaque récipient contenant du fluide radioactif. Par récipient il faut entendre les réservoirs, échangeurs, colonnes de dégazage et évaporateurs.

L'activité des récipients permet de déterminer leur niveau de classement nucléaire N ainsi que celui des lignes de tuyauteries connectées.

Le guide ASN n°19 du 21 février 2013 présente les modalités d'application pour atteindre les objectifs que fixe l'arrêté du 12 décembre 2005. Il est applicable à la conception, la fabrication, et l'exploitation des équipements sous pression nucléaires, quel que soit le niveau et la catégorie de ces équipements. Le guide ASN n°8 du 4 septembre 2012 explicite les principes et modalités d'intervention des organismes et organes d'inspection agréés par l'ASN pour l'évaluation de la conformité des équipements sous pression nucléaires.

#### 2. Définition du CPP et du CSP

L'arrêté du 10 novembre 1999 définit les circuits CPP et CSP comme suit :

- circuit primaire principal d'une chaudière nucléaire à eau : l'appareil générateur que constitue l'ensemble des équipements sous pression de cette chaudière qui contiennent le fluide recevant directement l'énergie dégagée dans le combustible nucléaire et qui ne peuvent être isolés de façon sûre de celui d'entre eux où se trouve ce combustible. Il comprend les accessoires de sécurité et les accessoires sous pression jouant un rôle d'isolement,
- circuit secondaire principal d'une chaudière nucléaire à eau : chacun des appareils constitués par l'enceinte secondaire d'un des générateurs de vapeur de la chaudière et les tuyauteries qui ne peuvent en être isolées de façon sûre, y compris les accessoires de sécurité et les accessoires sous pression jouant un rôle d'isolement.

L'isolement sûr requiert deux organes d'isolement en série à l'exception des cas cités ci-dessous pour lesquels un seul organe d'isolement suffit :

- les canalisations du CPP dont le diamètre intérieur est inférieur à 25 mm ;
- les lignes vapeur du CSP (les lignes vapeur contiennent les lignes de protection et de décharge vapeur pour lesquelles les limites vont respectivement jusqu'aux soupapes de sûreté et aux vannes de réglages de contournement à l'atmosphère) ;
- les canalisations du CSP, autres que celles des lignes d'alimentation de secours situées à l'intérieur du bâtiment réacteur, dont le diamètre intérieur est inférieur à 100 mm ;
- les canalisations des lignes d'alimentation de secours situées à l'intérieur du bâtiment réacteur dans le cas où leur diamètre intérieur serait inférieur ou égal à 25 mm (les limites données par le dernier alinéa sont issues de la modification apportée à l'arrêté du 10 novembre 1999 par l'article 17 de l'arrêté du 12 décembre 2005) ;
- les canalisations conduisant à un accessoire de sécurité ; toutefois, si un organe d'isolement est situé en aval de l'organe de sécurité, le tronçon situé entre ces deux organes doit faire l'objet de précautions analogues à celles prévues pour l'appareil lui-même.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.0  
PAGE : 15/33  
STANDARD

## 2.5. RÉGLEMENTATION SPÉCIFIQUE À LA RADIOPROTECTION

La directive 2013/59 EURATOM de décembre 2013 s'applique à toute situation d'exposition planifiée, d'exposition existante ou d'exposition d'urgence comportant un risque résultant de l'exposition à des rayonnements ionisants qui ne peut être négligée du point de vue de la protection contre les rayonnements. Elle fixe à 1 mSv/an la dose efficace maximale pour le public, et à 20 mSv sur une année quelconque. Il convient de noter que les effets de la radioactivité sur l'organisme ne sont pas de nature différente selon que la radioactivité est d'origine naturelle ou artificielle. À titre indicatif, l'irradiation naturelle moyenne est de 2,5 mSv/an, mais il faut préciser que les limites de dose ci-dessus concernent les doses ajoutées par l'activité humaine. En comparaison avec les doses naturelles, l'impact dosimétrique des installations nucléaires est faible.

En France, les dispositions relatives à la protection contre les rayonnements ionisants sont prévues dans deux corpus juridiques :

- **Le code de la santé publique :**

- les articles L.1333-1 et suivants posant les principes de la radioprotection ; à savoir la justification, l'optimisation et la limitation,
- les articles R.1333-1 à R.1333-93 du code de la santé publique relatifs à la protection des personnes contre les dangers des rayonnements ionisants,
- l'arrêté du 1<sup>er</sup> septembre 2003 relatif à la définition des modalités de calcul des doses efficaces et des doses équivalentes résultant de l'exposition des personnes aux rayonnements ionisants,
- l'arrêté du 8 juillet 2008 portant homologation de la décision n°2008-DC-0099 de l'ASN du 29 avril 2008 portant organisation du réseau national de mesures de la radioactivité de l'environnement et fixant les modalités d'agrément des laboratoires, pris en application des dispositions des articles R.1333-11 et R.1333-11-1 du code de la santé publique,
- l'arrêté du 21 mai 2010 portant homologation de la décision n°2010-DC-0175 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 4 février 2010 précisant les modalités techniques et les périodicités des contrôles prévus aux articles R.4452-12 et R.4452-13 du code du travail ainsi qu'aux articles R.1333-7 et R.1333-95 du code de la santé publique,
- la décision n° 2010-DC-0191 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 22 juillet 2010 fixant les conditions et les modalités d'agrément des organismes mentionnés à l'article R.1333-95 du code de la santé publique homologuée tacitement en date du 3 novembre 2010.

- **Le code du travail :**

- le chapitre 1<sup>er</sup> du titre V du livre V de la quatrième partie du code du travail relatif à la prévention des risques d'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisants (art. R. 4451-1 et suivants du code du travail),
- l'arrêté du 15 mai 2006 relatif aux conditions de délimitation et de signalisation des zones surveillées et contrôlées et des zones spécialement réglementées ou interdites compte tenu de l'exposition aux rayonnements ionisants, ainsi qu'aux règles d'hygiène, de sécurité et d'entretien qui y sont imposées,
- l'arrêté du 17 juillet 2013 relatif à la carte de suivi médical et au suivi dosimétrique des travailleurs exposés aux rayonnements ionisants,



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.0  
PAGE : 16/33  
STANDARD

- l'arrêté du 21 décembre 2007 portant homologation de la décision n°2007-DC-0074 de l'ASN du 29 novembre 2007 modifié par l'arrêté du 24 novembre 2009 portant homologation de la décision n°2009-DC-0151 de l'ASN du 17 juillet 2009 fixant la liste des appareils ou catégories d'appareils pour lesquels la manipulation requiert le certificat d'aptitude mentionné au premier alinéa de l'article R.231-91 du code du code du travail,
- l'arrêté du 21 juin 2013 relatif à la procédure d'agrément des organismes en charge de la surveillance individuelle de l'exposition des travailleurs exposés aux rayonnements ionisants.

Il résulte de l'ensemble de ces textes des limites de dose efficace selon les catégories de personnes (travailleurs et population).

## **2.6. RÉGLEMENTATION SPÉCIFIQUE À LA GESTION DES DÉCHETS**

Les textes clés de la réglementation, porteurs du prescriptif, sont les suivants,

- Les articles L/R.541-1 et suivants du code de l'environnement sur les déchets non radioactifs.
- Les articles L/R. 542-1 et suivants du code de l'environnement sur les déchets radioactifs.
- Le décret n°2012-542 du 23 avril 2012 pris pour l'application de l'article L. 542-1-2 du code de l'environnement et établissant les prescriptions du Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs.
- L'arrêté du 7 février 2012, Titre VI « Gestion des déchets ».

## **2.7. DISPOSITIONS RELATIVES AUX INCIDENTS ET ACCIDENTS**

L'exploitant met en œuvre une organisation, des moyens matériels et humains et des méthodes d'intervention propres, en cas de situation d'urgence, de manière à assurer la meilleure maîtrise possible de la situation, mais également pour prévenir, retarder ou limiter les conséquences à l'extérieur du site.

Les textes réglementaires portant des exigences dans ce domaine sont les suivants :

- L'article L.591-5 du Code de l'Environnement précise les modalités de déclaration de tout incident ou accident, nucléaire ou non, ayant ou risquant d'avoir des conséquences pour la sûreté.
- Les dispositions du code de la sécurité intérieure sur la sécurité civile.
- Le décret n°2005-1269 du 12 octobre 2005 modifié relatif au code d'alerte national et aux obligations des services de radio et de télévision et des détenteurs de tout autre moyen de communication au public et pris en application de l'article 8 de la loi n°2004-811 du 13 août 2004 de modernisation de la sécurité civile.
- L'arrêté du 4 novembre 2005 modifié relatif à l'information des populations en cas de situation d'urgence radiologique.
- L'arrêté du 8 décembre 2005 modifié relatif au contrôle d'aptitude médicale, à la surveillance radiologique et aux actions de formation ou d'information au bénéfice des personnels intervenants engagés dans la gestion d'une situation d'urgence radiologique.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.0  
PAGE : 17/33  
STANDARD

- L'arrêté du 10 mars 2006 relatif à l'information des populations pris en application de l'article 9 du décret n°2005-1158 du 13 septembre 2005.
- L'arrêté du 23 mars 2007 modifié relatif aux caractéristiques techniques du signal national d'alerte.
- Le décret n°2007-1572 du 6 novembre 2007 modifié relatif aux enquêtes techniques sur les accidents ou incidents concernant une activité nucléaire.
- L'arrêté du 20 novembre 2009 portant homologation de la décision n°2009-DC-0153 de l'ASN du 18 août 2009 relative aux niveaux d'intervention en situation d'urgence radiologique.
- La loi n°88-1252 du 30 décembre 1988 modifiée autorisant l'approbation d'une convention sur l'assistance en cas d'accident nucléaire ou de situation d'urgence radiologique, signée par la France à Vienne le 26 septembre 1986.
- L'arrêté du 7 février 2012 porte dans son titre VII des dispositions pour la préparation et la gestion des situations d'urgence.

## **2.8. AUTRES RÉGLEMENTATIONS FRANÇAISES**

Comme tous les établissements industriels, les centrales nucléaires dont Flamanville 3 sont soumises à d'autres règles dont notamment :

- aux prescriptions réglementaires du Service des Mines,
- au code de santé publique,
- au code du travail,
- au code de l'urbanisme,
- au code de la défense (point d'importance vitale et installation abritant des matières nucléaires),
- au code des transports,
- au code de l'énergie,
- au code général de la propriété des personnes publiques (occupation du domaine public).

## **2.9. TEXTES INTERNATIONAUX**

### **Textes internationaux de portée générale**

Il convient de mentionner la « Convention sur la sûreté nucléaire du 17 juin 1994 » qui pose les 3 objectifs suivants :

1. atteindre et maintenir un haut niveau de sûreté nucléaire dans le monde entier grâce à l'amélioration des mesures nationales et de la coopération internationale, et notamment, s'il y a lieu, de la coopération technique en matière de sûreté nucléaire ;
2. établir et maintenir, dans les installations nucléaires, des défenses efficaces contre les risques radiologiques potentiels afin de protéger les individus, la société et l'environnement contre les effets nocifs des rayonnements ionisants émis par ces installations ;
3. prévenir les accidents ayant des conséquences radiologiques et atténuer ces conséquences au cas où de tels accidents se produiraient.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.0  
PAGE : 18/33  
STANDARD

Le texte de cette convention a été publié au Journal Officiel sous la forme d'un décret : « Décret n°96-972 du 31 octobre 1996 portant publication de la Convention sur la sûreté nucléaire, signée à Vienne le 20 septembre 1994 ». Il est entré en vigueur le 24 octobre 1996.

Cette Convention a été complétée par la « Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs », adoptée à Vienne le 5 septembre 1997, à laquelle la France participait, qui pose les 3 objectifs suivants :

1. atteindre et maintenir un haut niveau de sûreté dans le monde entier en matière de gestion du combustible usé et des déchets radioactifs, grâce au renforcement des mesures nationales et de la coopération internationale, y compris, s'il y a lieu, de la coopération technique en matière de sûreté ;
2. faire en sorte qu'à tous les stades de la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs il existe des défenses efficaces contre les risques potentiels afin que les individus, la société et l'environnement soient protégés, aujourd'hui et à l'avenir, contre les effets nocifs des rayonnements ionisants, de sorte qu'il soit satisfait aux besoins et aux aspirations de la génération actuelle sans compromettre la capacité des générations futures de satisfaire les leurs ;
3. prévenir les accidents ayant des conséquences radiologiques et atténuer ces conséquences au cas où de tels accidents se produiraient à un stade quelconque de la gestion du combustible usé ou des déchets radioactifs.

Le texte de cette convention a également été publié au *journal officiel* sous la forme d'un décret : « Décret n°2001-1053 du 5 novembre 2001 portant publication de la convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs, faite à Vienne le 5 septembre 1997 ».

#### **Textes communautaires**

Il s'agit de textes émis par l'Union Européenne ou ses émanations.

**Directives de l'Union européennes** : elles doivent être transposées dans le droit national de chaque état membre dans un délai fixé, et deviennent obligatoires sous cette forme. Ces directives européennes ont déjà été citées au niveau des sections traitant des textes réglementaires français (paragraphe 2.1 à 2.7).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.0  
PAGE : 19/33  
STANDARD

**Textes Euratom** : la Communauté Européenne de l'Énergie Atomique (Euratom) a publié un Traité et des Directives qui concernent essentiellement la radioprotection. Ces directives, sont à respecter par les États membres.

- Traité instituant la Communauté européenne de l'énergie atomique du 17 avril 1957 (ou Traité EURATOM<sup>6</sup>) notamment le chapitre III - protection sanitaire – articles 31 – 35 – 36 – 37 et 77, 78.
- Directives communautaires (publiées au journal Officiel des Communautés Européennes), et notamment la directive Euratom 2013/59 du 5 décembre 2013.

La directive n°2009/71/Euratom du 25 juin 2009 instaure un cadre communautaire en matière de sûreté nucléaire et ouvre la voie à la mise en place d'un cadre juridique commun dans le domaine de la sûreté nucléaire entre tous les États membres.

Cette directive définit les obligations fondamentales et les principes généraux en la matière. Elle renforce le rôle des organismes de réglementation nationaux, contribue à l'harmonisation des exigences de sûreté nucléaire entre les États membres pour le développement d'un haut niveau de sûreté des installations et garantit un haut niveau de transparence sur ces questions.

La directive comporte des prescriptions dans les domaines de la coopération entre Autorités de sûreté nucléaire, notamment l'instauration d'un mécanisme de revue par les pairs, de la formation des personnels, du contrôle des installations nucléaires et de la transparence envers le public. Elle renforce à ce titre l'action de coopération des États membres.

Elle donne un cadre aux travaux d'harmonisation menés par l'association WENRA des chefs des autorités de sûreté européennes.

Directive 2011/70 Euratom du 19 juillet 2010 établissant un cadre communautaire pour la gestion responsable et sûre du combustible usé et des déchets radioactifs. Cette directive couvre tous les aspects de la gestion des déchets radioactifs et du combustible usé, depuis leur production jusqu'au stockage de long terme. Elle rappelle la responsabilité première des producteurs et la responsabilité en dernier ressort de chaque État-membre d'assurer la gestion des déchets produits sur son territoire, en veillant à prendre les dispositions nécessaires pour garantir un niveau élevé de sûreté et pour protéger les travailleurs et le public des dangers des rayonnements ionisants. Enfin, elle définit des obligations relatives à la sûreté de la gestion des déchets radioactifs et du combustible usé.

6. Le traité EURATOM, signé en 1957 et entré en vigueur en 1958 dans un contexte de déficit en énergie, a pour objectif le développement de l'énergie nucléaire en assurant la protection de la population et des travailleurs contre les effets nocifs des rayonnements ionisants. Le chapitre III du titre II du traité EURATOM traite de la protection sanitaire liée aux rayonnements ionisants. Les articles 35 (mise en place des moyens de contrôle du respect des normes), 36 (information de la Commission sur les niveaux de radioactivité dans l'environnement) et 37 (information de la Commission sur les projets de rejet d'effluents) traitent des questions de rejet et de protection de l'environnement. Les dispositions en matière d'information de la Commission ont été intégrées dans le décret du 2 novembre 2007. En particulier les décrets d'autorisation de création d'INB, de modification entraînant des augmentations de valeurs limite de rejets ou de mise à l'arrêt définitif ne sont pris qu'après avis de la Commission.



### **3. RÉFÉRENTIEL NON RÉGLEMENTAIRE PRIS EN COMPTE**

En matière d'exigence, l'usage reconnaît deux niveaux :

- la prescription qui présente un caractère impératif et juridiquement contraignant. Les critères à respecter afin de prétendre à la conformité, les modalités d'application, sont explicités et justifiés dans le support (document) du référentiel, aucun écart n'est permis.
- la recommandation qui ne présente pas ce caractère impératif ou juridiquement contraignant, mais qui est d'application conseillée pour prétendre à la conformité.

**Les textes du référentiel non réglementaire pris en compte sont des recommandations (à la base de la pyramide réglementaire).**

#### **3.1. DIRECTIVES TECHNIQUES**

En septembre 2004, l'Autorité de sûreté nucléaire a transmis les Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée (appelées ci-après DT) [1].

Ces DT présentent l'opinion du Groupe Permanent chargé des réacteurs nucléaires (GPR) concernant la philosophie et l'approche de sûreté, ainsi que les exigences générales de sûreté à appliquer pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires de type REP (réacteurs nucléaires à eau pressurisée). Elles reprennent de manière structurée et ordonnée l'ensemble des recommandations élaborées par les experts français et allemands et entérinées par l'ASN durant les phases d'examen des principales options de sûreté du projet EPR dit « FLA 3 » (avant projet puis avant projet détaillé).

Ces directives ont été adoptées en octobre 2000.

#### **3.2. RÈGLES FONDAMENTALES DE SÛRETÉ ET GUIDES ASN**

Les Règles Fondamentales de Sûreté (« RFS ») et les guides sont des règles émises par l'Autorité de Sûreté française ; seules celles relatives aux centrales REP (centrales à eau sous pression) sont traitées ci-après.

Chaque RFS ou guide explicite les conditions dont le respect est, pour le type considéré d'installation et pour l'objet dont elle traite, jugé comme valant conformité avec la pratique réglementaire technique française. L'exploitant pourra ne pas l'appliquer s'il apporte la preuve que les objectifs de sûreté nucléaire visés par la règle sont atteints par d'autres moyens qu'il propose dans le cadre des procédures réglementaires.

Les RFS ont été émises de 1980 à nos jours et leur domaine d'application concerne explicitement les « centrales REP », sans limite dans le temps (si le décret d'autorisation de création est postérieur de plus d'un an à la publication de la RFS en général). Elles sont donc, en principe, applicables à FLA 3.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.0  
PAGE : 21/33  
STANDARD

Conformément à la lettre DGSNR [2], dans certains cas les exigences des Directives Techniques (DT) et celles des RFS peuvent ne pas être compatibles. Lorsque de tels cas se présentent, le référentiel technique constitué par les DT prime pour le réacteur FLA 3.

Toutes les RFS existantes sont brièvement examinées ci-après et il est indiqué si chacune d'entre elles est applicable à FLA 3, non applicable à FLA 3 ou sans objet. Ces RFS sont progressivement remplacées par des guides de l'ASN (par exemple, le guide sur les inondations externes remplace la RFS I.2.e).

### **3.2.1. RFS NUMÉRO I.2.A (05/08/1980) – RISQUES LIÉS AUX CHUTES D'AVIONS**

#### Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS demande une évaluation de la fréquence d'endommagement des trois fonctions de sûreté principales et identifie les caractéristiques du missile correspondant à l'agression qu'il est admis de considérer. La conception est considérée comme acceptable si la fréquence d'un dégagement inacceptable de substances radioactives est inférieure à une valeur déterminée, qui est un objectif probabiliste.

Les Directives Techniques fixent globalement un objectif probabiliste pour l'ensemble des agressions (A.2.5). Ces DT considèrent que cet objectif peut être traité par une approche déterministe basée sur les diagrammes charge-temps C1 et C2 représentant la chute d'un avion militaire à utiliser pour le bâtiment du réacteur (BR), le bâtiment du combustible (BK) et certains bâtiments auxiliaires (F2.2.2).

#### Conclusion

**L'objectif de la RFS numéro I.2.a est applicable à FLA 3.** Néanmoins, la démarche de conception retenue découlant notamment des directives techniques, est plus contraignante.

### **3.2.2. RFS NUMÉRO I.2.B (05/08/1980) – ÉMISSION DE PROJECTILES PAR SUITE DE L'ÉCLATEMENT DES GROUPES TURBO-ALTERNATEURS**

#### Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS demande :

- des dispositions de conception et de suivi contre les ruptures de la partie basse pression de la turbine,
- l'évaluation pour un tel missile de la probabilité de conséquences inacceptables,
- l'installation de mesures de protection appropriées, si cette probabilité est significativement supérieure à  $10^{-2}$ .

Les exigences des DT (section F.1.2.5) sont moins détaillées mais expriment la même idée.

#### Conclusion

**La RFS numéro I.2.b est applicable à FLA 3.**



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.0  
PAGE : 22/33  
STANDARD

### **3.2.3. RFS NUMÉRO 2001-01 (16/05/2001) (RÉVISION DE LA RFS NUMÉRO I.2.C DE 1981) – RISQUE SISMIQUE**

#### Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS définit comment déterminer le Séisme Maximal Historiquement Vraisemblable (SMHV) et le Séisme Majoré de Sécurité (SMS) pour un site donné et comment déterminer les mouvements à utiliser pour la conception de la centrale.

En complément de l'objectif probabiliste global (A.2.5), les DT (section F.2.2.1) identifient deux possibilités pour la conception sismique d'une tranche : dimensionner avec des spectres et des valeurs d'accélération spécifiques au site ou dimensionner en utilisant des spectres standardisés. Dans tous les cas, le concepteur doit prouver que les spectres spécifiques au site sont enveloppés par les spectres utilisés (il faut vérifier que les spectres retenus pour la conception de l'installation enveloppent les spectres de réponse associés aux Séismes Majorés de Sécurité. Ce caractère enveloppe est établi en fonction des paramètres décrivant les mouvements du sol associés aux SMS).

La RFS et les DT sont complémentaires.

#### Conclusion

**La RFS numéro 2001-01 est applicable à FLA 3.**

### **3.2.4. RFS NUMÉRO I.2.D (07/05/1982) – RISQUES LIÉS À L'ENVIRONNEMENT INDUSTRIEL ET AUX VOIES DE COMMUNICATION**

#### Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS définit un objectif probabiliste et demande de considérer une onde de pression d'explosion de référence avec les paramètres suivants : forme triangulaire à front raide, valeur maximale 0,05 bar, durée 0,3 s.

En complément de l'objectif probabiliste global (A.2.5), les Directives Techniques jugent acceptable de considérer une onde de pression d'explosion de référence avec les paramètres suivants : forme triangulaire à front raide, valeur maximale 0,1 bar, durée 0,3 s.

#### Conclusion

**L'objectif de la RFS numéro I.2.d est applicable à FLA 3.** Néanmoins, la démarche de conception retenue découlant des directives techniques est plus contraignante.

### **3.2.5. GUIDE N°13 DE L'ASN (AVRIL 2013 ; ABROGE LA RFS NUMÉRO I.2.E DU 12/04/1984) – RISQUE D'INONDATION D'ORIGINE EXTERNE**

#### Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La règle fondamentale de sûreté (RFS) 1.2.e du 12 avril 1984 définit la « Prise en compte du risque inondation d'origine externe » pour les INB comportant un réacteur à eau sous pression.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.0  
PAGE : 23/33  
STANDARD

Comme suite à l'inondation partielle du site du Blayais lors de la tempête qui a balayé la France en décembre 1999, la démarche dite « REX-Blayais » est issue :

- d'une part, du plan d'actions mis en œuvre par EDF suite à cet incident afin de réaliser l'inventaire puis le réexamen des différentes hypothèses en terme de protection contre l'inondation externe qui ont prévalu à la conception,
- et d'autre part, des demandes formulées par l'ASN dans le cadre de l'instruction des deux réunions des groupes permanents tenues en décembre 2001 puis en mars 2007.

La démarche « REX Blayais » est prise en compte pour la conception de FLA 3.

Ce « REX Blayais » a conduit également, en mars 2005, l'ASN à initier une révision de la RFS 1.2.e, via la rédaction du Guide n°13 de l'ASN relatif à la protection contre les inondations qui a vocation à remplacer cette dernière. Le Guide n°13 reprend en grande partie les aléas, combinaisons d'aléas et les principes de dispositifs de protection définis dans le cadre de la démarche « REX Blayais ».

Les recommandations du Guide n°13 ont été élaborées pour la conception de nouvelles installations à venir pour lesquelles il est d'application immédiate. Pour les installations existantes, les réexamens de sûreté décennaux des différents paliers constitueront le cadre général de vérification, sur la base du Guide n°13, de la suffisance de la protection des tranches vis à vis du risque d'inondation externe.

Comme suite à la tenue le 24 avril 2012 des Groupes permanents « Réacteurs » et « Usines », la publication du guide est intervenue le 11 avril 2013, après validation par le Collège des Commissaires.

#### Conclusion

Le guide note dans ses principes de vérification des dispositions de conception que dans le cas d'une installation existante dont la conception ne tiendrait pas compte de ses recommandations, il conviendra de déterminer si, le cas échéant après mise en œuvre de certaines améliorations, un niveau suffisant de protection des intérêts mentionnés à l'article L.593-1 du code de l'environnement peut être obtenu. **Pour FLA 3 cette vérification sera conduite au travers de la constitution d'un dossier de robustesse.**

### **3.2.6. RFS NUMÉRO I.3.A (05/08/1980) – UTILISATION DU CRITÈRE DE DÉFAILLANCE UNIQUE DANS LES ANALYSES DE SÛRETÉ**

#### Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

Cette RFS définit les défaillances actives et passives et présente le critère de défaillance unique qui est utilisé pour la conception de certains systèmes.

Les directives techniques (C.2.1 et G3) sont plus précises notamment dans la définition des défaillances actives et passives et des exceptions associées. Elles imposent également la réalisation d'études de sensibilité en cas de défaillances passives avant 24 heures ou avec un taux de fuite supérieur à 200 l/mm.

Comme indiqué précédemment (voir paragraphe 3.2), lorsque les directives techniques présentent des évolutions par rapport à la RFS tant au niveau des définitions (défaillances actives ou passives) qu'au niveau des modalités d'application (possibilités d'exclusion, études de sensibilité) se sont elles qui prévalent.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.0  
PAGE : 24/33  
STANDARD

Les systèmes auxquels s'applique le critère de défaillance unique ne sont pas strictement ceux fournis en annexe 2 de la RFS. Pour FLA 3, ce critère s'applique à l'ensemble des systèmes classés F1A ou F1B (voir paragraphe 3.2 de la section 3.2.1 et section 3.2.2).

Conclusion

**Le principe de la RFS I.3.a est applicable à FLA 3.** Toutefois, lorsque les directives techniques présentent des évolutions par rapport à la RFS, ce sont elles qui prévalent.

### **3.2.7. RFS NUMÉRO I.3.B (08/06/1984) – INSTRUMENTATION SISMIQUE**

Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS demande qu'en cas de séisme, une instrumentation sismique émette des alertes et indique immédiatement le niveau perçu par la centrale, et permette ainsi à l'opérateur de prendre les mesures appropriées.

Ce point n'est pas explicitement présenté dans les Directives Techniques.

Conclusion

**RFS numéro I.3.b est applicable à FLA 3.**

### **3.2.8. RFS NUMÉRO I.3.C (01/08/1985) – ÉTUDES GÉOLOGIQUES ET GÉOTECHNIQUES DU SITE (CARACTÉRISTIQUES DES SOLS ET COMPORTEMENT DES TERRAINS)**

Principaux points et/ou principales divergences

La RFS demande de déterminer les caractéristiques des sols et le comportement des terrains et définit les méthodes associées.

Ce point n'est pas explicitement présenté dans les Directives Techniques.

Conclusion

**La RFS numéro I.3.c est applicable à FLA 3.**

### **3.2.9. RFS NUMÉRO II.2.2.A REVISION 1 (31/12/1985) – CONCEPTION DU SYSTEME D'ASPERSION DE L'ENCEINTE**

Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS considère comme évidente la nécessité d'un tel système et précise les exigences relatives à sa conception.

Les Directives Techniques n'indiquent rien à ce sujet et aucun système de ce type n'existe pour FLA 3.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.0  
PAGE : 25/33  
STANDARD

Conclusion

La RFS numéro II.2.2.a révision 1 est **sans objet pour FLA 3**.

**3.2.10. RFS NUMÉRO II.3.8 (08/06/1990), GUIDES N°8 DU 4/9/2012 ET N°19 DU 21/2/2013 – CONSTRUCTION ET EXPLOITATION DU CSP**

La RFS donne des règles pour la construction et l'exploitation du circuit secondaire principal. Les exigences relatives à la construction du CSP sont maintenant l'objet de l'arrêté du 12 décembre 2005 relatif aux équipements sous pression nucléaire (voir paragraphe 2.4).

Par ailleurs l'Arrêté du 10/11/1999 relatif à la surveillance en exploitation des CPP et CSP" a abrogé la partie exploitation de la RFS (voir paragraphe 2.4).

Le guide n°8 du 04/09/2012 «Evaluation de la conformité des équipements sous pression nucléaires» a pour objet d'explicitier les principes et modalités d'intervention des organismes et organes d'inspection agréés par l'ASN pour l'évaluation de la conformité des équipements sous pression nucléaires et des ensembles en contenant.

Le guide n°19 du 21/02/2013 «Application de l'arrêté du 12/12/2005 relatif aux ESPN» est applicable à la conception, la fabrication, l'évaluation de la conformité et l'exploitation des équipements sous pression nucléaires, quel que soit le niveau et la catégorie de ces équipements, ainsi que des ensembles comprenant au moins un de ces ESPN.

Conclusion

**La RFS numéro II.3.8 n'est pas applicable à FLA 3. Les guides n°8 du 04/09/2012 et n°19 du 21/02/2013 sont applicables.**

**3.2.11. RFS NUMÉRO II.4.1.A (15/05/2000) – CONCEPTION, RÉALISATION, MISE EN OEUVRE ET EXPLOITATION DES LOGICIELS DES SYSTÈMES ÉLECTRIQUES CLASSÉS DE SÛRETÉ**

Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS donne les principes et les exigences applicables à la conception, la production, l'installation et l'exploitation des logiciels des systèmes de sûreté.

Les exigences de cette RFS s'appuient sur la définition des systèmes de sûreté classés 1E qui n'existent pas dans FLA 3 (voir RFS numéro IV.2.b), Cette RFS n'est pas formellement applicable à FLA 3. Elle est néanmoins considérée comme applicable aux systèmes de sûreté FLA 3 en considérant les transpositions suivantes :

- les exigences relatives aux logiciels des systèmes programmés classés auparavant « 1E » s'appliquent à ceux désormais classés « F1A »,
- les exigences relatives aux logiciels des systèmes programmés auparavant classés de sûreté – non classés 1E à ceux classés désormais « F1B » .



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.0  
PAGE : 26/33  
STANDARD

Conclusion

**La RFS numéro II.4.1.a n'est formellement pas applicable à FLA 3.** Néanmoins, cette RFS est considérée comme applicable moyennant les transpositions de classement 1E/F1A et classée de sûreté non 1E/F1B. (cf. lettre DGSNR [2])

**3.2.12. RFS NUMÉRO IV.1.A (21/12/1984) – CLASSEMENT DES MATÉRIELS MÉCANIQUES, SYSTÈMES ÉLECTRIQUES, STRUCTURES ET OUVRAGES DE GÉNIE CIVIL**

Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS définit ce que signifie "classés de sûreté" pour tous les équipements ou structures contribuant à l'intégrité de l'enveloppe de pression du circuit primaire, l'arrêt sûr du réacteur, la prévention des accidents et la limitation de leurs conséquences radiologiques. La RFS explique ensuite comment déterminer la classe de sûreté de chaque catégorie d'équipements ou de structures : mécanique, électrique, ouvrages de Génie civil.

Les Directives Techniques (B.2.1) définissent un classement de sûreté sur une base notablement différente : par exemple, classement fonctionnel, définition d'un état contrôlé et d'un état d'arrêt sûr, classement mécanique pour un rôle de barrières...

Sans entrer dans des explications plus détaillées, on peut considérer que les deux approches de classement ne sont pas comparables.

Conclusion

**La RFS numéro IV.1.a n'est pas applicable à FLA 3.**

**3.2.13. RFS NUMÉRO IV.2.A (21/12/1984) – CONCEPTION DES MATÉRIELS MÉCANIQUES CLASSÉS DE SÛRETÉ, VÉHICULANT OU CONTENANT UN FLUIDE SOUS PRESSION ET CLASSÉS DE NIVEAUX 2 ET 3**

Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

Les « niveaux de classement 2 et 3 » n'ont pas de signification conformément aux Directives Techniques.

Conclusion

**La RFS numéro IV.2.a n'est pas applicable à FLA 3.**



### **3.2.14. RFS NUMÉRO IV.2.B (31/07/1985) – CONCEPTION, QUALIFICATION, MISE EN OEUVRE ET EXPLOITATION DES MATÉRIELS ÉLECTRIQUES APPARTENANT AUX SYSTÈMES ÉLECTRIQUES CLASSÉS DE SÛRETÉ**

#### Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS donne une liste d'exigences concernant les matériels électriques classés de sûreté (1E ou non 1E), en termes de conception, de qualification, d'exploitation et d'essais périodiques.

Les DT (B.2.1) contiennent des exigences semblables (et non identiques) mais qui s'appliquent aux systèmes ou aux matériels classés sur une autre base (voir RFS IV.1.a). Le résultat est évidemment différent.

Néanmoins, cette RFS est applicable dans ces principes sur la base des transpositions utilisées dans le cadre de l'application de la RFS II.4.1.a (voir paragraphe 3.2.11).

Concernant les exigences de cette RFS présentées au paragraphe 3 de la RFS (classement sismique, redondance, indépendance continuité de la fourniture en énergie électrique qualification et essais périodiques), elles sont applicables aux matériels classés F1A. Les exigences du paragraphe 3.2.2 de la RFS sont applicables aux matériels classés F1B.

Toutefois, pour la qualification, seuls les principes sont applicables. Les modalités pratiques de qualification retenues pour FLA 3 sont en évolution par rapport à la RFS. En particulier, les profils standards de qualification K1, K2 et K3 ne sont plus proposés en tant que tel pour la qualification des matériels de FLA 3 aux conditions accidentelles.

La démarche de qualification retenue pour FLA 3 (présentée au sous-chapitre 3.7) s'appuie sur une définition plus précise du requis (utilisation de plusieurs familles de condition d'ambiance) et sur l'utilisation de plusieurs méthodes de qualification (RCC-E, KTA, IEEE notamment).

#### Conclusion

**La RFS numéro IV.2.b est applicable au niveau des principes à FLA 3.**

### **3.2.15. RFS NUMÉRO V.1.A (18/01/1982) – DÉTERMINATION DE L'ACTIVITÉ RELÂCHÉE HORS DU COMBUSTIBLE DANS LES ÉTUDES DE SÛRETÉ RELATIVES AUX ACCIDENTS**

#### Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS définit les termes sources à prendre en compte dans les études d'accidents pour trois types d'accidents : « conventionnels », résultant de défaillances multiples ou extrêmes. Un terme source est défini par une fraction de l'inventaire du cœur (produits de fission). Par exemple, le terme source niveau 1 concerne les accidents « conventionnels » et contient 50 % des gaz rares, 50 % des halogènes et 50 % des alcalins.

Cette RFS n'est plus appliquée et des pourcentages inférieurs sont maintenant utilisés dans les études d'accidents pour les centrales existantes, dix fois inférieurs dans l'ensemble aux valeurs susmentionnées. Cette RFS peut être considérée comme obsolète.

Ce point n'est pas explicitement présenté dans les Directives Techniques.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.0  
PAGE : 28/33  
STANDARD

Conclusion

**La RFS numéro V.1.a n'est pas applicable à FLA 3.**

**3.2.16. RFS NUMÉRO V.1.B (10/06/1982) – MOYENS DE MESURES  
MÉTÉOROLOGIQUES**

Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS donne une liste des mesures à effectuer sur le site de la centrale ou à proximité : les valeurs mesurées sont utilisées dans l'exploitation normale ou pendant les accidents afin d'évaluer le transfert des rejets radiologiques dans l'environnement.

Ce point n'est pas explicitement présenté dans les Directives Techniques.

Conclusion

**La RFS numéro V.1.b est applicable à FLA 3.**

**3.2.17. RFS NUMÉRO V.2.B (30/07/1981) – RÈGLES GÉNÉRALES  
APPLICABLES À LA RÉALISATION DES OUVRAGES DE GÉNIE  
CIVIL**

Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS définit les conditions d'application du document EDF intitulé "*Recueil des règles relatives au génie civil (RCC G)*" daté du 01/01/1981.

Pour FLA 3, les codes applicables sont précisés au sous-chapitre 1.6.

Conclusion

**La RFS numéro V.2.b n'est pas applicable pour FLA 3**

**3.2.18. RFS NUMÉRO V.2.C RÉVISION 1 (12/09/1986) – RÈGLES  
GÉNÉRALES APPLICABLES À LA RÉALISATION DES MATÉRIELS  
MÉCANIQUES**

Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS définit les conditions d'application du document AFCEN intitulé "*Recueil des règles de conception et de construction applicables aux matériels mécaniques (RCC M)*" émis en 1983 et révisé en 1984.

Pour FLA 3, les codes applicables sont précisés au #sous-chapitre 1.6.

Conclusion

**La RFS numéro V.2.c n'est pas applicable pour FLA 3.**



### **3.2.19. RFS NUMÉRO V.2.D RÉVISION 1 (23/09/1986) – RÈGLES GÉNÉRALES APPLICABLES À LA RÉALISATION DES MATÉRIELS ÉLECTRIQUES**

#### Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS définit les conditions d'application du document AFCEN intitulé "*Recueil des règles de conception et de construction des matériels électriques des îlots nucléaires (RCC E)*" daté de 1981 et révisé en 1982 et en 1984.

Pour FLA 3, les codes applicables sont précisés au sous-chapitre 1.6.

#### Conclusion

**La RFS numéro V.2.d révision 1 n'est pas applicable pour FLA 3.**

### **3.2.20. RFS NUMÉRO V.2.E RÉVISION 2 (14/12/1990) – RÈGLES GÉNÉRALES APPLICABLES À LA RÉALISATION DES ASSEMBLAGES COMBUSTIBLES**

#### Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS définit les conditions d'application du document AFCEN intitulé "*Recueil des règles de conception et de construction applicables aux assemblages combustibles des centrales nucléaires REP (RCC C)*" daté de septembre 1989.

Les DT n'ont aucune exigence contraire au RCC C.

#### Conclusion

**La RFS numéro V.2.e révision 2 est applicable à FLA 3.**

### **3.2.21. RFS NUMÉRO V.2.F (28/12/1982) – PROTECTION CONTRE L'INCENDIE**

#### Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS définit les conditions d'application du document EDF intitulé "*Recueil des règles relatives à la protection contre l'incendie (RCC I)*" daté de mai 1982.

Pour FLA 3, les codes applicables sont précisés au sous-chapitre 1.6.

#### Conclusion

**La RFS numéro V.2.f n'est pas applicable pour FLA 3.**



### **3.2.22. GUIDE 2/01 (26/05/2006) REMPLAÇANT LA RFS NUMÉRO V.2.G (31/12/1985) – CALCULS SISMIQUES DES OUVRAGES DE GÉNIE CIVIL**

#### Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS définit les caractéristiques des mouvements sismiques de dimensionnement, les méthodes de calcul, les modèles mathématiques pour les calculs, l'utilisation des réponses sismiques pour la vérification des ouvrages de génie civil, ainsi que la documentation à présenter.

Cette RFS est maintenant considérée comme obsolète et sa révision a été décidée. Celle-ci s'est concrétisée avec la publication (26/05/2006) du Guide 2 /01 : « Prise en compte du risque sismique à la conception des ouvrages de génie civil d'installations nucléaires de base à l'exception des stockages à long terme des déchets radioactifs ».

Le guide définit à partir des données de site les dispositions de conception parasismique des ouvrages de génie civil et les méthodes acceptables pour :

- déterminer la réponse sismique de ces ouvrages, en considérant leur interaction avec les matériels qu'ils contiennent et évaluer les sollicitations associées à la réponse sismique à retenir pour leur dimensionnement,
- déterminer les mouvements sismiques à considérer pour le dimensionnement des matériels.

Ce point n'est pas explicitement présenté dans les Directives Techniques.

#### Conclusion

**Le guide 2/01 (26/05/2006) approuvé par le GP du 02/02/2006 est applicable.**

### **3.2.23. RFS NUMÉRO V.2.H (04/06/1986) – RÉALISATION DES OUVRAGES DE GÉNIE CIVIL**

#### Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS définit les conditions d'application du document AFCEN intitulé "*Recueil des règles relatives au génie civil (RCC G)*" daté d'octobre 1985.

Elle porte sur le même sujet que la RFS numéro V.2.b et peut être considérée comme une révision de cette dernière.

#### Conclusion

Pour la même raison que pour la RFS numéro V.2.b, **la RFS numéro V.2.h n'est pas applicable pour FLA 3.**



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.0  
PAGE : 31/33  
STANDARD

### **3.2.24. RFS NUMÉRO V.2.J (21/11/1988) – PROTECTION CONTRE L'INCENDIE**

#### Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS définit les conditions d'application du document EDF intitulé "*Recueil des règles relatives à la protection contre l'incendie (RCC I)*" daté d'octobre 1987.

Elle porte sur le même sujet que la RFS numéro V.2.f et peut être considérée comme une révision de cette dernière.

#### Conclusion

**Pour la même raison que pour la RFS numéro V.2.f, la RFS numéro V.2.j n'est pas applicable pour FLA 3.**

### **3.2.25. RFS 2002-01 (26/12/2002) – UTILISATION DES ÉTUDES PROBABILISTES DE SÛRETÉ**

#### Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

Cette règle précise les méthodes acceptables pour le développement des EPS et les applications éprouvées des EPS pour les réacteurs à eau sous pression (REP) du programme électronucléaire français en exploitation ou futur, compte tenu de l'expérience nationale et internationale disponible en ce domaine.

Les Directives Techniques (C.2.2) sont moins détaillées.

#### Conclusion

**La RFS 2002-01 est applicable à FLA 3.**

### **3.2.26. CONCLUSION**

Le tableau 1.7.0 TAB 1 donne un récapitulatif de l'applicabilité des RFS et guides à FLA 3.

La majorité des RFS et guides sont applicables, au moins en ce qui concerne leurs objectifs ou leurs principes, à l'exception des textes ci-dessous :

- RFS sans objet pour FLA 3 : RFS II.2.2.a (système EAS absent sur FLA 3).
- RFS qui ne sont plus appliquées aux centrales existantes : RFS II.3.8, V.1.a, V.2.g (sa révision, le guide 2 /01 « Prise en compte du risque sismique à la conception des ouvrages de génie civil d'installations nucléaires de base à l'exception des stockages à long terme des déchets radioactifs », est applicable).
- RFS concernant le classement de l'équipement : RFS, IV.1.a, IV.2.a : (la démarche de classement adoptée pour FLA 3 est sensiblement différente de celle adoptée pour les centrales françaises existantes).
- RFS concernant l'utilisation de codes : RFS V.2.b, V.2.c, V.2.d rev 1, V.2.f, V.2.h et V.2.j.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.0  
PAGE : 32/33  
STANDARD

### **3.3. AUTRES TEXTES INTERNATIONAUX**

La collection des normes de sûreté nucléaire de l'Agence internationale de l'énergie nucléaire (AIEA) constitue une référence internationale pour l'industrie nucléaire civile. Cette collection est hiérarchisée suivant trois niveaux :

1. Au sommet, les « Fondements de sûreté » (Safety Principles),
2. Ensuite, des « Prescriptions de sûreté » (Safety Requirements), comprenant les thèmes suivants « évaluation des sites », « conception » et « mise en service et exploitation »,
3. Enfin, des « Guides de sûreté ».

D'une manière générale, les exigences émises par l'ASN déclinent les textes de l'AIEA. Ainsi, Flamanville 3 répond globalement aux principes édictés par ces standards.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.0  
PAGE : 33/33  
STANDARD

**LISTE DES RÉFÉRENCES**

- [1] Lettre DGSNR : DGSNR/SD2/n° 0729/2004 du 28/09/2004 "Options de sûreté du projet de réacteur EPR" comprenant les pièces jointes suivantes :
- Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression
  - Règles techniques relatives à la construction des futurs CPP et CSP
- [2] Lettre DGSNR : DGSNR/SD2/n°0307/2005 du 17/06/2005 "Réacteur EPR – identification du référentiel réglementaire et para-réglementaire applicable"
- [3] Décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 septembre 2008 fixant à Electricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) les prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)
- [4] Décision n°2012-DC-0283 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) INB n°108 et n°109 et n°167
- [5] Décision n°2013-DC-0347 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 7 mai 2013 fixant à Électricité de France - Société Anonyme (EDF-SA) les prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour les essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et modifiant la décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire fixant à Électricité de France - Société Anonyme (EDF-SA) les prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)
- [6] Décision n°2013-DC-0360 du 16 juillet 2013 « Maîtrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement des INB » (homologuée par arrêté du 9 août 2013)
- [7] Décision n°2014-DC-0403 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 21 janvier 2014 fixant à Electricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) les prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n° 2012-DC-0283 du 26 juin 2012 de l'ASN



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.0  
TABLEAU : 1  
PAGE : 1/2  
STANDARD

**1.7.0 TAB 1 : TABLEAU RÉCAPITULATIF DE L'APPLICABILITÉ DES RFS/GUIDES À FLA 3**

RFS/Guide	OBJET	Applicabilité
I.2.a	Prise en compte des risques liés aux chutes d'avion	A + DT
I.2.b	Prise en compte des risques d'émission de projectiles par suite de l'éclatement des groupes turbo-alternateurs	A
2001-01	Détermination des mouvements sismiques à prendre en compte pour la sûreté des installations	A
I.2.d	Prise en compte des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication	A + DT
I.3.a	Utilisation du critère de défaillance unique dans les analyses de sûreté	A + DT
I.3.b	Instrumentation sismique	A
I.3.c	Études géologiques et géotechniques du site	A
II.2.2.a	Conception du système d'aspersion de l'enceinte	S/O
II.3.8	Construction et exploitation du CSP (cf guides n°8 du 4/9/2012 et n°19 du 21/2/2013)	N/A
II.4.1.a	Logiciels des systèmes électriques classés de sûreté	AP
IV.1.a	Classement des matériels mécaniques, systèmes électriques, structures et ouvrages de génie civil	N/A
IV.2.a	Exigences à prendre en compte dans la conception des matériels mécaniques classés de sûreté, véhiculant ou contenant un fluide sous pression et classés de niveau 2 et 3	N/A
IV.2.b	Exigences à prendre en compte dans la conception, la qualification, la mise en œuvre et l'exploitation des matériels électriques appartenant aux systèmes électriques classés de sûreté	AP
V.1.a	Détermination de l'activité relâchée hors du combustible à prendre en compte dans les études de sûreté relatives aux accidents	N/A
V.1.b	Moyens de mesures météorologiques	A
V.2.b	Acceptation de l'utilisation de la RCC G datée du 01/01/1981	N/A
V.2.c	Acceptation de l'utilisation de la RCC M datée du 07/1984	N/A
V.2.d rev1	Acceptation de l'utilisation de la RCC E datée du 06/1984	N/A
V.2.e rev2	Acceptation de l'utilisation de la RCC C datée du 09/1989	A
V.2.f	Acceptation de l'utilisation de la RCC I datée du 05/1982	N/A
V.2.g	Calculs sismiques des ouvrages de génie civil (cf guide 2002-01)	N/A
V.2.h	Acceptation de l'utilisation de la RCC G datée du 10/1985	N/A
V.2.j	Acceptation de l'utilisation de la RCC I datée du 10/1987	N/A
2002-01	Utilisation des études probabilistes de sûreté	A
Guide n°8	Evaluation de la conformité des équipements sous pression nucléaires	A
Guide n°13	Protection des installations nucléaires de base contre les inondations externes	AP
Guide n°19	Application de l'arrêté du 12/12/2005 relatif aux ESPN	A



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.0  
TABLEAU : 1  
PAGE : 2/2  
STANDARD

A = applicable à FLA 3

A + DT = l'objectif ou le principe de la RFS/guide sont applicables mais la méthode peut être différente, selon les DT

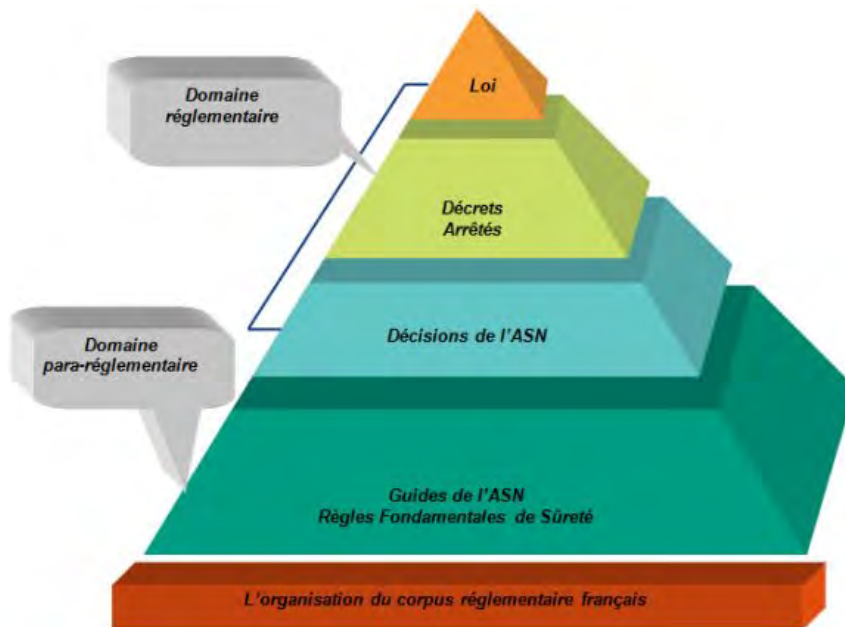
N/A = Non Applicable à FLA 3 : voir explications dans le texte ci-avant

S/O = Sans Objet

AP = principes de la RFS/guide applicables



1.7.0 FIG 1 : CORPUS RÉGLEMENTAIRE FRANÇAIS





## SOMMAIRE

<b>1.7.1.CONFORMITÉ AUX EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES.....</b>	<b>3</b>
<b>1. APPLICATION DES TEXTES RÉGLEMENTAIRES.....</b>	<b>3</b>
<b>1.1. DÉCRET D’AUTORISATION DE CRÉATION.....</b>	<b>3</b>
<b>1.2. DÉCISIONS ASN RELATIVES AU RÉACTEUR “FLAMANVILLE 3” (INB</b>	
<b>N°167) .....</b>	<b>4</b>
<b>1.2.1. DÉCISION N°2008-DC-0114 DE L’AUTORITÉ DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE</b>	
<b>DU 26 SEPTEMBRE 2008 .....</b>	<b>4</b>
<b>1.2.2. DÉCISION N°2013-DC-0347 DE L’AUTORITÉ DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE</b>	
<b>DU 7 MAI 2013.....</b>	<b>4</b>
<b>1.2.3. DÉCISION N°2012-DC-0283 DE L’AUTORITÉ DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE</b>	
<b>DU 26 JUIN 2012 .....</b>	<b>4</b>
<b>1.2.4. DÉCISION N°2014-DC-0403 DE L’AUTORITÉ DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE</b>	
<b>DU 21 JANVIER 2014 .....</b>	<b>5</b>
<b>1.2.5. DÉCISION N°2010-DC-0188 ET DÉCISION N°2010-DC-0189 RELATIVES</b>	
<b>AUX PRÉLÈVEMENTS D’EAU ET REJETS D’EFFLUENTS .....</b>	<b>5</b>
<b>1.3. APPAREILS À PRESSION.....</b>	<b>5</b>
<b>1.4. DISPOSITIONS RELATIVES À LA QUALITÉ.....</b>	<b>5</b>
<b>1.5. DISPOSITIONS RELATIVES À LA RADIOPROTECTION.....</b>	<b>6</b>
<b>1.5.1. ORGANISATION DE LA RADIOPROTECTION.....</b>	<b>6</b>
<b>1.5.2. PROTECTION CONTRE L’IRRADIATION.....</b>	<b>6</b>
<b>1.5.3. PROTECTION CONTRE LA CONTAMINATION.....</b>	<b>7</b>
<b>1.5.4. APPAREILS DE MESURES FIXES DE CONTRÔLE DE RADIOACTIVITÉ</b>	
<b>1.5.5. TABLEAUX RÉCAPITULATIFS DES LIMITES DE DOSE (TRAVAILLEURS</b>	
<b>ET POPULATION).....</b>	<b>9</b>
<b>1.6. TRANSPORTS ET MANUTENTION DE MATIÈRES ET OBJETS</b>	
<b>RADIOACTIFS .....</b>	<b>9</b>
<b>2. APPLICATION DU RÉFÉRENTIEL PARA-RÉGLEMENTAIRE.....</b>	<b>10</b>
<b>2.1. DIRECTIVES TECHNIQUES .....</b>	<b>10</b>
<b>2.2. RÈGLES FONDAMENTALES DE SÛRETÉ ET GUIDES ASN.....</b>	<b>10</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.1  
PAGE : 2/10  
STANDARD

**TABLEAUX :**

1.7.1 TAB 1 ANALYSE DE CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION AU DÉCRET D'AUTORISATION DE CRÉATION

1.7.1 TAB 2 ANALYSE DE CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION AUX PRESCRIPTIONS TECHNIQUES (DÉCISION N°2008-DC-0114)

1.7.1 TAB 3 ANALYSE DE CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION AUX PRESCRIPTIONS POUR LES ESSAIS DE DEMARRAGE DU REACTEUR « FLAMANVILLE 3 » (DÉCISION N°2013-DC-0347)

1.7.1 TAB 4 ANALYSE DE CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION AUX PRESCRIPTIONS COMPLEMENTAIRES (DÉCISION N° 2012-DC-0283)

1.7.1 TAB 5 ANALYSE DE CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION AUX PRESCRIPTIONS COMPLEMENTAIRES (DÉCISION N° 2014-DC-0403)

1.7.1 TAB 6 ANALYSE DE CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION AUX RECOMMANDATIONS DES DIRECTIVES TECHNIQUES

1.7.1 TAB 7 ANALYSE DE CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION AUX RECOMMANDATIONS DES RÈGLES FONDAMENTALES DE SÛRETÉ ET GUIDES ASN

**FIGURES :**

1.7.1 FIG 1 COURBES CARACTÉRISTIQUES DES SPECTRES SISMIQUES



## 1.7.1. CONFORMITÉ AUX EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES

### 1. APPLICATION DES TEXTES RÉGLEMENTAIRES

Ne sont indiquées ci-dessous que les grandes lignes des modalités d'application des textes présentés (voir § 0.2.) aux différents structures, systèmes ou circuits et composants de l'installation. Il convient de se reporter aux chapitres où sont analysés les matériels et installations pour trouver le détail des modalités d'applications de ces textes à Flamanville 3.

L'analyse de la conformité de l'installation aux exigences réglementaires de l'Autorité de sûreté nucléaire est présentée dans les Tableaux 1.7.1 TAB 1 à 1.7.1 TAB 5. Ces tableaux fournissent pour chaque exigence le positionnement de l'EPR en distinguant les occurrences suivantes de cette conformité (colonne « Conformité EPR ») :

- « C1 » : lorsque la conception/construction/mise en service de l'EPR est conforme à l'exigence répertoriée ; la/les section(s) du Rapport de Sûreté prioritairement (ou autres textes) qui apporte(nt) les éléments permettant de justifier de la conformité de l'EPR à l'exigence est (sont) précisée(s) dans le tableau.
- « C2 » : lorsque la conception/construction/mise en service de l'EPR est conforme à l'exigence répertoriée mais pour laquelle la démonstration de cette conformité ne peut être apportée au stade du Dépôt de Demande de Mise en Service (i.e. suivant les échéances prescrites à savoir avant la Mise En Service sauf cas particuliers).
- Sans Objet ( « SO » ) : lorsque le texte de l'article n'est pas redevable d'une démonstration de conformité dans le dossier de demande de mise en service.
- Non applicable ( « NA » ) : lorsqu'une évolution de la conception EPR rend certains aspects des exigences réglementaires non applicables.

#### 1.1. DÉCRET D'AUTORISATION DE CRÉATION

La justification de la conformité de l'installation au décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche) est fournie dans le Tableau 1.7.1 TAB 1.

L'application pratique de la réglementation en matière de sûreté nucléaire peut se résumer :

- au respect permanent, lors de la mise en service, des limites autorisées en exploitation normale c'est-à-dire :
  - l'application des Spécifications Techniques d'Exploitation (STE) et des autorisations de rejets qui garantiront la maîtrise des rejets,
  - l'application des dispositions prises en matière de radioprotection et de sécurité du personnel qui garantiront le respect des limites de dose,



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.1  
PAGE : 4/10  
STANDARD

- à la garantie d'un haut niveau de sûreté de l'installation qui se traduit, ou qui se traduira lors de la mise en service, par :
  - des critères de conception et de construction conférant à l'installation un haut niveau de résistance intrinsèque à tout événement indésirable, objets de l'ensemble des règles de conception et de construction présentées,
  - une surveillance des éléments importants pour la protection des intérêts protégés, mettant en œuvre des dispositions permanentes ou périodiques, définies principalement par les Règles Générales d'Exploitation, en particulier les règles d'essais périodiques,
  - la disponibilité de procédures de conduite, de dispositions complémentaires et d'une organisation de crise permettant de garantir une réponse graduelle et adaptée à tout type d'événement fortuit. Celles-ci sont décrites en particulier dans les Règles Générales d'Exploitation, traitant de la conduite incidentelle et accidentelle et dans le Plan d'Urgence Interne. L'aptitude de l'installation et de la conduite à maîtriser des événements fortuits fait l'objet " d'études d'accidents ".

## **1.2. DÉCISIONS ASN RELATIVES AU RÉACTEUR "FLAMANVILLE 3" (INB N°167)**

### **1.2.1. Décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 septembre 2008**

L'analyse de la conformité de l'installation à la décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 septembre 2008 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) les prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109) est présentée dans le Tableau 1.7.1 TAB 2.

### **1.2.2. Décision n°2013-DC-0347 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 7 mai 2013**

L'analyse de la conformité de l'installation à la décision n°2013-DC-0347 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 7 mai 2013 fixant des prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour les essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » et modifiant la décision n°2008-DC-0114 est présentée dans le Tableau 1.7.1 TAB 3.

### **1.2.3. Décision n°2012-DC-0283 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012**

L'analyse de la conformité de l'installation à la décision n°2012-DC-0283 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012 fixant des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) est présentée dans le Tableau 1.7.1 TAB 4.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.1  
PAGE : 5/10  
STANDARD

#### **1.2.4. Décision n°2014-DC-0403 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 21 janvier 2014**

L'analyse de la conformité de l'installation à la décision n°2014-DC-0403 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012 fixant des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n°2012-DC-0283 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire est présentée dans le Tableau 1.7.1 TAB 5.

#### **1.2.5. Décision n°2010-DC-0188 et Décision n°2010-DC-0189 relatives aux Prélèvements d'eau et rejets d'effluents**

Les chapitres correspondants du présent Rapport de Sûreté (voir le chapitre 2 « Site et Environnement » et le chapitre 11 « Effluents et déchets » ) précisent les principales dispositions prises pour les prélèvements d'eau, le traitement, l'entreposage et le rejet des différents effluents.

La justification de la conformité aux prescriptions de l'Autorité de Sûreté Nucléaire fixant les limites applicables aux rejets d'effluents de l'installation dans le milieu ambiant (Décision n°2010-DC-0188 du 7 juillet 2010) et aux modalités de prélèvement et de consommation d'eau et de rejets dans l'environnement des effluents liquides et gazeux pour l'exploitation (Décision n°2010-DC-0189 du 7 juillet 2010) est portée par la mise à jour de l'étude d'impact.

### **1.3. APPAREILS À PRESSION**

La réglementation relative aux appareils à pression définie au paragraphe 2.4 *Réglementation relative aux appareils à pression* de la section 1.7.0 est appliquée. Des modalités particulières d'application de l'"arrêté ESPN" ont été définies suite à des recommandations du groupe permanent ESPN.

### **1.4. DISPOSITIONS RELATIVES À LA QUALITÉ**

Depuis l'entrée en vigueur de l'arrêté Qualité du 10 août 1984 et de sa circulaire d'application, EDF a retranscrit les prescriptions de ce dernier dans son Système de Management (Décision commune n°92/05 du 13 octobre 1992 sur la Politique Qualité commune DE / DEPT et les Règles de Base du système qualité, Décision commune n° 96/09 du 25 septembre 1996 sur la Spécification Générale d'Assurance de la Qualité, Décision commune n°2004/04 sur les dispositions générales applicables aux systèmes qualité des fournisseurs, ...).

Le pilotage des activités fondamentales de la DPI (réunion des entités « production » et « ingénierie » nucléaires, respectivement DPN et DIPNN) s'appuie sur des politiques qui donnent le sens et cadrent l'action en matière de sûreté, radioprotection, environnement, management par la qualité, contrôle, création de valeurs, ressources humaines, formation, prévention des risques, relations industrielles et communication. Le système de management formalise les dispositions principales du fonctionnement collectif des entités, il reste fondé sur un pilotage par des processus pour permettre :

- d'améliorer la gestion des priorités,
- de clarifier les systèmes de décision et de contrôle,
- d'assurer un partage équilibré du champ technique au sein de l'équipe de direction,



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

PAGE : 6/10

STANDARD

en vue d'améliorer les performances.

La sécurité (au sens de l'article 1 de la loi 2006-686) est un domaine sur lequel, de très longue date, les principes de la politique de management par la qualité ont été appliqués. Le management de ce domaine (management de la sécurité) présente une spécificité compte tenu de la priorité accordée à la sûreté.

L'arrêté du 7 février 2012 (dit « arrêté INB ») :

Cet arrêté abroge l'arrêté Qualité au 1er juillet 2013. Il étend les principes de qualité instaurés par l'arrêté Qualité à la protection de l'ensemble des intérêts mentionnés à l'article L.593-1, à la fois vis-à-vis des risques et des inconvénients.

L'applicabilité de l'arrêté INB est précisé au paragraphe 2.1. *Cadre réglementaire (le socle)* de la section 1.7.0.

Le chapitre 16 « Management de la qualité » répond à l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base.

## **1.5. DISPOSITIONS RELATIVES À LA RADIOPROTECTION**

### **1.5.1. Organisation de la radioprotection**

L'organisation de la radioprotection est décrite au chapitre IV des RGE et respecte la réglementation en vigueur. Les pratiques sûres, les moyens physiques de protection et les procédures administratives à accomplir pour chaque tâche pouvant entraîner une radio exposition y sont décrits.

### **1.5.2. Protection contre l'irradiation**

Ce paragraphe résume à titre d'exemple, pour le cas précis de la protection contre les rayonnements ionisants, les principes de conception et de construction/mise en service permettant de satisfaire les exigences de la réglementation. La réflexion s'est orientée plus précisément sur les facteurs suivants :

- réduction du temps de séjour en zone contrôlée (durée). Une réduction des expositions professionnelles des travailleurs a été recherchée par un processus d'optimisation en tenant compte des données provenant de l'expérience d'exploitation, notamment en France et en Allemagne. La facilité d'accès aux emplacements de travail, les conditions d'environnement de travail, le développement d'outils spécifiques et de robots de manière à réduire les débits de dose et/ou les durées des interventions ont été considérés.
- réduction du niveau de rayonnement des matériels et des locaux (débits de dose). Concernant le choix des matériaux, l'utilisation de stellites et d'antimoine a été réduite autant que possible et des matériaux ayant un faible taux d'impuretés de cobalt ont été sélectionnés. L'Inconel 690 (alliage des tubes des générateurs de vapeur) a été choisi compte tenu du retour d'expérience relatif aux niveaux d'activité correspondants dans le système de refroidissement du réacteur ou encore de la prévention de la corrosion du côté primaire et du côté secondaire.
- mise en œuvre de l'approche ALARA : une évaluation détaillée du retour d'expérience existant a été menée qui concernait notamment les débits de dose à proximité du système



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.1  
PAGE : 7/10  
STANDARD

de refroidissement du réacteur pendant les arrêts, avec les contributions respectives des dépôts de produits de corrosion ( $^{58}\text{Co}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{124}\text{Sb}$ ), les blindages dans le bâtiment du réacteur et les bâtiments auxiliaires.

On trouvera décrites au chapitre correspondant (voir chapitre 12 « Radioprotection ») les dispositions prises à la conception et à la construction pour la protection contre les rayonnements ionisants qui attestent de la conformité de l'installation et des modalités envisagées d'exploitation à la réglementation.

#### **1.5.2.1. Ecrans de protection**

Les écrans biologiques de protection contre les rayonnements sont prévus pour protéger le personnel d'exploitation de la centrale et la population contre les rayonnements, pendant les différents états de fonctionnement normal ou accidentel.

Il est prévu des écrans de protection biologique afin d'atténuer le rayonnement issu de certaines sources radioactives (tuyauteries, échangeurs, cuve du réacteur,...) et respecter les niveaux de dose admissibles pour le personnel dans les zones où ce personnel est amené à intervenir. Ces protections biologiques sont réalisées en béton, en acier, en plomb ou constituées par des matériaux neutrophages ou par de l'eau.

A l'intérieur du bâtiment réacteur, des protections permettent des accès de durée limitée du personnel pendant le fonctionnement du réacteur.

On trouvera aux chapitres correspondants (voir sous-chapitre 12.3 « Moyens mis en œuvre pour la radioprotection ») le descriptif et les performances des principales protections biologiques contre les rayonnements ionisants en exploitation.

#### **1.5.2.2. Classification des locaux**

Les matériels, les procédés mis en œuvre et l'organisation du travail sont conçus de telle sorte que les expositions professionnelles individuelles et collectives soient maintenues aussi bas que raisonnablement possible en dessous des limites prescrites mentionnées au sous-chapitre 12.0 « Exigences de radioprotection ».

Ceci est pris en compte notamment par l'établissement d'un zonage radioprotection de l'installation. Ce zonage découpe l'espace à l'intérieur du périmètre de l'installation en fonction du débit d'équivalent de dose.

Les temps de travail dans ces zones sont limités et les accès réglementés. Le prescriptif de référence au zonage est porté par l'arrêté du 15 mai 2006 (dit « arrêté zonage radioprotection ») relatif aux conditions de délimitation et de signalisation des zones surveillées et contrôlées (voir sous-chapitre 12.3 « Moyens mis en œuvre pour la radioprotection »).

#### **1.5.3. Protection contre la contamination**

Les contaminations radioactives de l'air sont généralement dues aux fuites des équipements et circuits, contenant ou véhiculant des fluides radioactifs, vers l'atmosphère des locaux où ils sont implantés.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7  
SECTION : 1.7.1  
PAGE : 8/10  
STANDARD

La politique menée en terme de maîtrise des risques vise à limiter voire éliminer ces risques de contamination. Ceci implique pour la mise en service de l'installation et son exploitation (dès le premier chargement en combustible) :

- de maintenir les locaux aussi propres que possible. Dans le domaine des déchets, la réglementation impose de définir les zones où les déchets produits sont conventionnels, c'est à dire évacuables dans des filières classiques et les zones où les déchets produits sont nucléaires, c'est à dire évacuables dans des filières spécialisées (centres de stockage des déchets très faiblement ou faiblement actifs). Les zones à déchets nucléaires sont classées en trois niveaux de propreté en fonction de la contamination non fixée (contamination exprimée en Bq/cm<sup>2</sup>). Les frontières entre les zones sont identifiées par un affichage spécifique et matérialisées par un « saut de zone ». Les consignes pour traverser la frontière visent à éviter la dispersion de la contamination.
- d'étudier, avant toute intervention conduisant à rompre une barrière normale de confinement, les moyens de confinement complémentaires (confinement dynamique du chantier). La contamination se trouvera le plus souvent sous forme de dépôt sur les surfaces internes et parois externes des matériels et équipements, objets de l'intervention. Le risque le plus immédiat est la mise en suspension de la contamination et l'inhalation de particules radioactives par les intervenants ou les personnes présentes à proximité. Les précautions sont prises de façon à éviter la dispersion de la contamination dans les locaux voisins, la contamination corporelle externe et l'exposition interne.

En outre, les dispositions de construction et la conception des systèmes de ventilation et de filtration sont telles que les niveaux de contamination rencontrés dans l'atmosphère des bâtiments de la tranche doivent, en fonction des temps de séjour estimés, correspondre à des doses inférieures aux limites de dose efficace.

Dès la mise en service de l'installation et pendant l'exploitation, les fuites liquides de fluides contaminés dans le bâtiment réacteur et dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires seront récupérées par le système RPE (voir 11.1.3.1 « circuit de purges et d'événements de l'îlot nucléaire ») et traitées par le système TEU (voir la section 11.1.3.2 « système de traitement des effluents usés »). Les matelas gazeux des différentes capacités contaminables seront reliés au système TEG (voir 11.1.4 « système de traitement des effluents gazeux »), aérés ou hydrogénés suivant leur origine. Le rejet se fera à la cheminée (après stockage pour la deuxième catégorie). Les fuites gazeuses contaminées dans le bâtiment réacteur et dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires seront reprises par les ventilations, et les rejets à l'extérieur se feront au niveau de la cheminée après une filtration appropriée (voir sous-chapitre 9.4 « Systèmes de climatisation, de chauffage et de ventilation »).

#### **1.5.4. Appareils de mesures fixes de contrôle de radioactivité**

Des appareils de mesures fixes de radioactivité sont installés dans la centrale pour :

- surveiller les barrières de confinement des substances radioactives,
- surveiller les rejets radioactifs à l'extérieur de la centrale,
- prévenir toute exposition anormale des personnes.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

PAGE : 9/10

STANDARD

Le système de surveillance KRC "chaînes de mesures radioprotection individuelles et collectives" (voir section 12.3.4) est dédié à la radioprotection du personnel en fonctionnement normal. La surveillance radiologique de la tranche est assurée en continu par des chaînes de mesure fixes disposées sur toute l'installation (chaînes KRT « Surveillance Radiologique de Tranche »). Les sous-chapitres 12.3 « Moyens mis en œuvre pour la radioprotection » et 9.5.7 « Systèmes de surveillance et de détection » présentent le descriptif, la localisation et les performances des principaux appareils de mesures fixes de contrôle de l'activité radiologique.

### **1.5.5. Tableaux récapitulatifs des limites de dose (travailleurs et population)**

Il résulte de l'ensemble des textes réglementaires, cités au paragraphe 2.5 de la section 1.7.0 « Réglementation spécifique à la radioprotection », des limites de dose efficace selon les catégories de personnes (travailleurs et population). Ces limites sont présentées dans le sous-chapitre 12.0 « Exigences de radioprotection ».

## **1.6. TRANSPORTS ET MANUTENTION DE MATIÈRES ET OBJETS RADIOACTIFS**

A l'intérieur du site, les dispositifs de manutention, les moyens de transport et les conditions correspondantes sont conformes aux consignes de base en radioprotection d'EDF. A l'extérieur du site, les moyens de transport, en particulier vers le centre de traitement du combustible irradié, sont conformes à la législation en vigueur. Des dispositions systématiques, dont le but est de faire en sorte que les mesures de protection radiologique soient prises en considération, sont exigées réglementairement. La nature et l'ampleur de ces mesures sont adaptées à la valeur et à la probabilité des expositions aux rayonnements, elles sont précisées dans un programme de protection spécifique au site de Flamanville qui prend en compte les interactions entre le transport et les autres activités (voir les sous-chapitres 12.6 « Gestion du transport des sources radioactives nécessaires au fonctionnement de l'installation » et 12.7 « Transport interne »). La protection et la sécurité sont optimisées pour que les valeurs des doses individuelles, le nombre de personnes exposées et la probabilité de subir une exposition soient maintenus aussi bas qu'il est raisonnablement possible, compte tenu des facteurs économiques et sociaux. Les mesures prises dans ce programme permettent de garantir que les doses individuelles restent inférieures aux limites. Dès que le véhicule de transport est sur le site et si le débit de dose à 1 mètre est supérieur à  $2,5 \mu\text{Sv/h}$  les mesures suivantes sont appliquées :

- pendant les opérations de chargement et de déchargement, l'équipe chargée de la manutention veille à ce que le personnel non concerné se tienne à distance,
- le stationnement des véhicules se fait à l'écart des zones fréquentées et des bureaux,
- l'aire de stationnement est surveillée (vision directe du Poste d'Accès Principal, d'un gardien en poste, etc.) ou balisée. La surveillance visuelle est le moyen adapté au stationnement de courte durée, si le véhicule doit stationner plusieurs jours, le balisage est prescrit.

La responsabilité civile nucléaire d'EDF porte sur ses activités à l'intérieur du site, elle s'arrête à la limite du site pour l'évacuation des combustibles irradiés. Néanmoins, pour les déchets radioactifs, EDF assure la responsabilité civile nucléaire jusqu'à l'entrée du site destinataire.



## **2. APPLICATION DU RÉFÉRENTIEL PARA-RÉGLEMENTAIRE**

### **2.1. DIRECTIVES TECHNIQUES**

Cette section présente l'analyse détaillée de la conformité de l'EPR aux exigences de sûreté fondamentales (voir paragraphe 3.1 de la section 1.7.0) que sont les « Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression », appelées plus simplement « Directives Techniques » (DT). L'analyse est présentée dans le Tableau 1.7.1 TAB 6. Ce tableau précise pour chaque item des DT, la conformité de l'EPR en distinguant les situations suivantes :

- « C1 » : lorsque la conception/construction/mise en service de l'EPR est conforme aux directives techniques ; la/les section(s) du Rapport de Sûreté prioritairement (ou autres textes) qui apporte(nt) les éléments permettant de justifier de la conformité de l'EPR à l'exigence est(sont) précisée(s) dans le Tableau 1.7.1 TAB 6.
- « C2 » : lorsque la conception/construction/mise en service de l'EPR est conforme aux directives techniques mais pour laquelle la démonstration de cette conformité ne peut être apportée au stade du Dépôt de Demande de Mise en Service (i.e. avant le dépôt du dossier de fin de démarrage de l'installation qui prévoit une mise à jour de ce rapport).
- Non applicable (« NA ») : lorsqu'une évolution de la conception EPR rend certains aspects des exigences réglementaires non applicables.

Enfin, lorsque le texte des « Directives Techniques » ne constitue pas en tant que tel une recommandation technique (texte introductif, généralités, ...) celui-ci est repéré par le signe « - » dans le Tableau 1.7.1 TAB 6.

### **2.2. RÈGLES FONDAMENTALES DE SÛRETÉ ET GUIDES ASN**

L'analyse de la conformité de l'installation aux recommandations des Règles Fondamentales de Sûreté (« RFS ») et des Guides ASN applicables (voir 1.7.0 TAB 1) pour la mise en service est présentée dans le Tableau 1.7.1 TAB 7.

Pour mémoire, chaque RFS explicite les conditions dont le respect est, pour le type considéré d'installation et pour l'objet dont elle traite, jugé comme valant conformité avec la pratique réglementaire technique française. L'exploitant pourra ne pas l'appliquer s'il apporte la preuve que les objectifs de sûreté visés par la règle sont atteints par d'autres moyens qu'il propose dans le cadre des procédures réglementaires.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 1  
PAGE : 1/26              STANDARD

**1.7.1 TAB 1 : ANALYSE DE CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION AU DÉCRET D'AUTORISATION DE CRÉATION**

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
Art. 1	<p>Electricité de France est autorisée, dans les conditions fixées par le présent décret, à créer sur le territoire de la commune de Flamanville (département de la Manche) une installation nucléaire de base, comportant un réacteur nucléaire de type à eau pressurisée dimensionné pour une puissance thermique de 4 500 MW et destinée à la production d'électricité.</p> <p>Le périmètre de cette installation nucléaire de base est délimité par le plan annexé au présent décret (1).</p>	C1	L'EPR de Flamanville, installation nucléaire de base n°167, est dimensionné pour une puissance thermique de 4500 MWth ( <i>Sous-Chapitre 1.1 : Introduction</i> ).
I-1.	Dans la limite de la puissance thermique de dimensionnement mentionnée à l'article 1er l'Autorité de sûreté nucléaire fixe par décision la puissance thermique maximale de fonctionnement de la chaudière nucléaire, notamment au vu des résultats des essais de démarrage du réacteur.	-	
I-2.	La chaudière nucléaire est conçue de manière à pouvoir utiliser du combustible dont la matière fissile est constituée soit d'oxyde d'uranium faiblement enrichi en uranium 235, soit d'un mélange d'oxyde d'uranium et d'oxyde de plutonium.	C1	<p>La gestion de référence du combustible est une gestion UO2 enrichi à [ ] en U235.</p> <p>Le combustible est constitué de dioxyde d'uranium (UNE ou URE) fritté, de dioxyde mixte d'uranium et de Gadolinium (Gd) fritté ou de dioxyde mixte Uranium-Plutonium (MOX) fritté (§4.2.2.2.2.2 <i>Combustible</i>).</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 1

PAGE : 2/26

STANDARD

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
II-1.	<p>Des dispositions sont prises pour garantir, tout au long de la vie de l'installation, l'intégrité :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- de la cuve du réacteur, de l'enveloppe des générateurs de vapeur ainsi que du pressuriseur et des volutes des pompes principales du circuit primaire ;</li><li>- des tuyauteries primaires et secondaires principales pour lesquelles la survenue d'une rupture circonférentielle doublement débattue n'est pas retenue dans les conditions de fonctionnement de référence étudiées dans le rapport de sûreté.</li></ul> <p>Ces dispositions doivent couvrir l'ensemble des aspects suivants :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- la qualité de la conception et la vérification associée ;</li><li>- la qualité de la fabrication et les contrôles associés ;</li><li>- le suivi en service devant rendre hautement improbables non seulement l'apparition d'altérations de l'équipement remettant en cause la prévention des différents modes d'endommagement mais aussi l'absence de détection à temps de ces altérations si elles survenaient néanmoins.</li></ul>	C1	<p>Les dispositions de conception sont détaillées dans les chapitres suivants :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- 3.6 : Systèmes et composants mécaniques ;</li><li>- 5.3 : Cuve du réacteur et matériels connexes ;</li><li>- 5.4.2 : Générateurs de vapeur ;</li><li>- 5.4.4 : Pressuriseur ;</li><li>- 5.4.1 : Groupes Motopompes Primaires ;</li><li>- 5.4.3 : Tuyauteries primaires.</li></ul> <p>Les règles de conception des matériels de niveau de qualité de conception et de réalisation Q1 sont données en §5.2.1 et les exigences appliquées aux composants non ruptibles en §5.2.6.</p> <p>La mise en œuvre de l'exclusion de rupture pour les tuyauteries primaires et secondaires principales est détaillée en :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- [ ]</li><li>- 5.2.3 : Exclusion de rupture sur les tuyauteries primaires principales ;</li><li>- 10.5 : Mise en œuvre de l'exclusion de rupture pour les lignes vapeur principales à l'intérieur et à l'extérieur de l'enceinte de confinement.</li></ul>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 1

PAGE : 3/26

STANDARD

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
II-2.	<p>Les accidents avec fusion du cœur pouvant conduire à des rejets précoces importants font l'objet de mesures de prévention, reposant sur des dispositions de conception, complétées si nécessaire par des dispositions d'exploitation, dont la performance et la fiabilité doivent permettre de considérer ce type de situation comme exclu.</p> <p>Les situations accidentelles identifiées à ce jour sont :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- les situations de fusion du cœur survenant alors que le circuit primaire est à haute pression <b>(II-2.a.)</b> ;</li><li>- les situations de fusion du cœur dans la piscine de désactivation du combustible usé <b>(II-2.b.)</b> ;</li><li>- les accidents de réactivité résultant d'une introduction rapide dans le circuit primaire d'eau froide ou d'eau insuffisamment riche en absorbant neutronique soluble <b>(II-2.c.)</b> ;</li><li>- les situations de fusion du cœur avec contournement du confinement soit via les générateurs de vapeur ou les circuits connectés au circuit primaire qui sortent de l'enceinte de confinement, soit lors de l'ouverture de l'enceinte de confinement pendant les états d'arrêt <b>(II-2.d.)</b> ;</li><li>- les détonations globales d'hydrogène ainsi que les explosions de vapeur en cuve et hors cuve susceptibles de porter atteinte à l'intégrité de l'enceinte de confinement <b>(II-2.e.)</b>.</li></ul>	C1	<p>Une combinaison de méthodologies déterministes et probabilistes est utilisée pour apporter la démonstration de « l'élimination pratique » des séquences conduisant à des rejets précoces importants. Les situations concernées dans cette approche sont les suivantes :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- les situations de fusion du cœur survenant alors que le circuit primaire est à haute pression (19.2.4.1) ;</li><li>- les situations de fusion du cœur dans la piscine de désactivation du combustible usé (19.2.4.6.) ;</li><li>- les accidents de réactivité résultant d'une introduction rapide dans le circuit primaire d'eau froide ou d'eau insuffisamment riche en absorbant neutronique soluble (19.2.4.2.) ;</li><li>- les préventions des by-passes de l'enceinte de confinement (19.2.4.5) ;</li><li>- les détonations globales d'hydrogène ainsi que les explosions de vapeur en cuve et hors cuve susceptibles de porter atteinte à l'intégrité de l'enceinte de confinement (19.2.4.3 et 19.2.4.4).</li></ul>
III-1.1.1.	<p>Tant qu'un assemblage de combustible est présent dans la cuve, la concentration de l'eau du circuit primaire en absorbant neutronique soluble est surveillée en permanence <b>(III-1.1.1.a)</b>.</p>	C1	<p>Sur l'EPR, la concentration en bore est mesurée dans le fluide primaire au niveau du circuit de contrôle volumétrique et chimique (sous chapitre §9.3.2 RCV) et du circuit d'échantillonnage (REN).</p> <p>La section 7.5.9 <i>Instrumentation du bore</i> présente la station de boremètres qui permet de mesurer la concentration en bore dans le RCV. Le boremètre, utilisé sur le circuit d'échantillonnage du REN pour mesurer la concentration en bore dans le circuit primaire est abordé dans la section 9.3.1. <i>Système d'échantillonnage de l'îlot nucléaire</i>.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 1  
PAGE : 4/26      STANDARD

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
III-1.1.1.	Dès lors que le combustible nécessaire au fonctionnement normal du réacteur est chargé dans la cuve, la réaction nucléaire est surveillée en permanence. Les moyens de mesure en place permettent d'effectuer cette surveillance au-delà de la puissance thermique de dimensionnement du réacteur (III-1.1.1.b).	C1	Le système d'instrumentation externe (7.5.3) est conçu avec trois niveaux de mesure : les niveaux source, intermédiaire et puissance. Le système RPN réalise l'acquisition du flux neutronique selon les différents états du réacteur et permet une surveillance au-delà de la puissance thermique de dimensionnement du réacteur.
III-1.1.1.	Ces moyens de mesure et l'intensité des sources de comptage associées sont choisis et maintenus à un niveau de performances tel que l'exploitant n'ait jamais à faire démarrer la circulation de l'eau du circuit primaire principal ni à entreprendre la diminution de la concentration de cette eau en absorbant neutronique soluble sans disposer d'une mesure significative du flux neutronique (III-1.1.1.c).	C1	Le fonctionnement du système d'instrumentation externe est étudié en sous-section 7.5.3.4. Les essais périodiques et de calibrages ainsi que la maintenance réalisées afin de maintenir le niveau de performance sont détaillés : <ul style="list-style-type: none"><li>- dans le paragraphe 2.5 de l'instrumentation interne du cœur (7.5.2);</li><li>- dans le paragraphe 5 de l'instrumentation externe du cœur (7.5.3).</li></ul> De plus, les RGE détaillent les exigences de disponibilité des chaînes.
III-1.1.1.	Le suivi de la distribution de puissance dans le cœur est assuré par différents systèmes de mesure neutronique répartis dans et en dehors du cœur (III-1.1.1.d).	C1	Le suivi de la distribution de puissance dans le cœur est assuré par : <ul style="list-style-type: none"><li>- l'instrumentation interne du cœur (7.5.2);</li><li>- l'instrumentation externe du cœur (7.5.3).</li></ul>
III-1.1.2.	A n'importe quel niveau de puissance, lorsque le cœur est critique, le bilan des contre-réactions neutroniques doit assurer un comportement intrinsèquement stable en cas d'excursion de puissance.  En particulier : <ul style="list-style-type: none"><li>- le coefficient de température du combustible doit être négatif par conception ;</li><li>- le coefficient de vide du réfrigérant primaire doit être négatif par conception ;</li><li>- le coefficient de température du modérateur doit être négatif depuis les conditions de puissance nulle à chaud jusqu'aux conditions de fonctionnement nominal ; après chaque chargement du réacteur en combustible nucléaire, ce point est systématiquement vérifié lors des essais physiques de redémarrage et, le cas échéant, un nombre limité de</li></ul>	C1	Les coefficients de réactivité reflètent les variations du facteur de multiplication des neutrons dues à un changement d'un paramètre de fonctionnement de la centrale et sont présentés en section 4 du sous-chapitre 4.3 <i>Conception neutronique</i> : <ul style="list-style-type: none"><li>- l'utilisation d'uranium légèrement enrichi garantit le fait que le coefficient de température du combustible (Doppler) soit négatif (4.3.4.1);</li><li>- le coefficient de vide (4.3.4.2.b) est négatif à la température de fonctionnement et le devient encore plus avec l'épuisement du combustible ;</li><li>- le coefficient de réactivité de température du modérateur (4.3.4.2.a) est négatif, depuis les conditions de puissance nulle à chaud jusqu'aux conditions de fonctionnement nominal.</li></ul>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 1  
PAGE : 5/26      STANDARD

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
	grappes de commande peut être inséré temporairement dans le cœur afin de satisfaire à ce critère en début de cycle (III-1.1.2.a).		Les coefficients de température (de densité) du modérateur sont présentés pour le cycle P1-N1 et pour le cycle d'équilibre P5 de la première gestion du combustible au 4.3 TAB 3.
III-1.1.2.	La réactivité du cœur est contrôlée par deux moyens indépendants, comportant un absorbant neutronique inclus dans les grappes de commande et l'autre un absorbant neutronique soluble dans l'eau de refroidissement du cœur, étant entendu que l'un au moins de ces moyens est capable de maintenir l'arrêt sous-critique du réacteur.	C1	<p>Le sous chapitre 4.5 <i>Contrôle de la réactivité</i> décrit les bases de conception et les exigences fonctionnelles utilisées dans la conception fonctionnelle des systèmes de contrôle de la réactivité. Deux systèmes indépendants de contrôle de la réactivité sont mis en place, à savoir les grappes de contrôle et le bore soluble dans le fluide de refroidissement.</p> <p>Le système des grappes de contrôle peut compenser les effets de la réactivité dus à des changements de température du combustible et du modérateur qui accompagnent les changements de niveau de puissance lors du passage de pleine puissance à puissance nulle.</p> <p>Les systèmes de borication peuvent compenser toutes les variations de concentration du xénon et variations de densité entraînant des changements de réactivité, et ils doivent permettre au réacteur d'aller vers l'arrêt à froid et de l'y maintenir.</p>
III-1.1.2.	Les éventuelles déformations des assemblages de combustible en fonctionnement normal ou à la suite d'un transitoire, d'un incident ou d'un accident de référence ne doivent pas empêcher la chute, dans les délais requis, des grappes de commande permettant l'arrêt du réacteur (III-1.1.2.b).	C2	<p>La stabilité mécanique des tubes-guides et des grilles sous l'effet des chargements dynamiques est vérifiée dans l'analyse de sûreté section 3 du sous-chapitre 4.2 : <i>Conception du combustible</i>. Dans tous les cas, les déformations ou ruptures des composants n'entravent pas l'arrêt automatique du réacteur par la chute des grappes de commande.</p> <p>Les essais de chute de grappes de commande visent à mesurer le temps de chute jusqu'à l'entrée de l'amortisseur ainsi que le temps nécessaire pour parcourir celui-ci. L'objectif est de justifier la conception des tubes-guides. Ils permettent de vérifier le temps de chute des grappes et le respect des critères de conception.</p> <p>Le fonctionnement incidentel et accidentel est décrit dans les chapitres 15 et 19.</p>





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 1  
PAGE : 6/26      STANDARD

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
III-1.1.2.	Outre le système utilisé en fonctionnement normal pour réguler la concentration en absorbant neutronique de l'eau du circuit primaire, la fonction de contrôle de la réactivité est assurée, sans solliciter l'ouverture des soupapes de sûreté du pressuriseur du circuit primaire principal, par un autre système d'injection d'absorbant neutronique composé de deux sous-systèmes capables chacun d'assurer l'arrêt du réacteur à la suite d'un transitoire, incident ou accident de référence autre qu'une perte de réfrigérant primaire (III-1.1.2.c).	C1	La borication de sécurité (sous-chapitre 6.7 <i>Système de Borication de Sûreté (RBS)</i> ) comporte deux trains indépendants [ ] (correspondant à la quantité de bore devant être injectée dans le RCP).  Les caractéristiques du RBS (volume d'eau, débits, et concentration en bore) permettent un apport suffisant d'anti-réactivité pour atteindre l'état contrôlé, l'état sûr ou l'état final des événements PCC ou RRC-A sans qu'il conduise à l'ouverture des soupapes de sûreté du pressuriseur.
III-1.1.3.	En cas d'évolution anormale des paramètres physiques liés à la réactivité, des dispositifs automatiques permettent l'arrêt du réacteur, notamment en cas de dépassement significatif de la puissance thermique maximale de fonctionnement du réacteur.	C1	Le système de protection (7.3.1 : <i>Architecture du système de protection (PS)</i> ) met en oeuvre les fonctions automatiques classées F1A permettant de réaliser l'arrêt automatique du réacteur et d'engager les fonctions appropriées en cas notamment d'évolution anormale des paramètres liés à la réactivité sur la base de la surveillance de la réactivité qui est assurée par :  - l'instrumentation interne du coeur (7.5.2), - l'instrumentation externe du coeur (7.5.3).
III-1.2.	La conception du râtelier d'entreposage sous eau des assemblages de combustible doit permettre d'exclure tout risque de criticité, non seulement dans les conditions normales d'entreposage, mais également dans le cas d'une concentration nulle de l'eau de la piscine en absorbant neutronique dissous.	C1	La conception du râtelier d'entreposage sous eau du combustible est présentée dans le sous-chapitre 9.1.2 <i>Râtelier d'entreposage sous eau du combustible</i> . Les hypothèses de modération optimale utilisées pour le calcul sont données dans le sous-chapitre 4.3. Le râtelier d'entreposage sous eau est étudié pour que le facteur Keff, toutes incertitudes comprises, reste inférieur à :  - 0,95 en fonctionnement normal ; - 0,98 en situations accidentelles : cette sous-criticité est vérifiée en considérant les situations accidentelles de concentration en bore nulle dans la piscine.
III-2.1.1.	Des systèmes de refroidissement permettent, pour toutes les situations normales d'exploitation, d'assurer en permanence l'évacuation de la puissance thermique des assemblages de combustible en garantissant, avec des marges suffisantes, l'intégrité de ces assemblages (III-2.1.1.a).	C1	Le circuit primaire (sous-chapitre 5.1 : <i>Description sommaire du circuit primaire</i> ) et le circuit secondaire (sous-chapitres 10.1 <i>Description sommaire</i> et 10.3 <i>Circuit de vapeur principale (partie classée de sûreté)</i> ) sont dimensionnés pour une puissance chaudière de 4500 MWth.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 1  
PAGE : 7/26      STANDARD

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
III-2.1.1.	Lorsque les pompes primaires sont en fonctionnement, le débit de circulation de l'eau dans le circuit primaire doit assurer une évacuation satisfaisante de la chaleur produite au sein des assemblages de combustible sans que la force exercée par la circulation de l'eau porte atteinte au maintien en position ou à l'intégrité des assemblages de combustible dans le cœur (III-2.1.1.b).	C1	<p>L'analyse de sûreté du sous-chapitre 4.2 <i>Conception du combustible</i> justifie la conception de l'assemblage de combustible par trois démarches : les études analytiques, les essais mécaniques et les essais d'endurance en boucle hydraulique, et l'expérience d'irradiation.</p> <p>En fonctionnement nominal, les forces hydrauliques sont calculées avec le débit mécanique de conception, en prenant en compte la valeur minimale du débit de contournement du cœur. Aux conditions d'arrêt à froid, les forces hydrauliques sont calculées avec les mêmes débits (cuve et contournement du cœur) mais en prenant en compte la différence de densité du réfrigérant. Ceci correspond à des valeurs enveloppes pour le fonctionnement normal.</p> <p>Le rapport de conception mécanique FS1000066 révision 9.0 apporte la justification du maintien et de l'intégrité des assemblages en conditions de fonctionnement normal et accidentel. De plus, les différents chapitres de ce rapport indiquent les essais en support à la conception.</p>
III-2.1.1.	Les situations nécessitant par conception un abaissement du niveau d'eau dans le circuit primaire au cours des états d'arrêt où le cœur est dans la cuve doivent être définies et justifiées, de même que les dispositions mises en œuvre pour faire face aux risques associés, incluant les marges de conception, l'instrumentation et les procédures adéquates (III-2.1.1.c).	C1	<p>Les situations nécessitant un abaissement du niveau d'eau dans le circuit primaire au cours des états d'arrêt sont définies en 13.2.1 <i>Principes de conduite normale</i> et encadrées par les STE. Dans ces situations, le système RCV assure le maintien d'un niveau d'eau adéquate dans le circuit (sous-chapitre 9.3.2 <i>Contrôle volumétrique et chimique</i>).</p> <p>Les conditions initiales supposées dans les études PCC couvrent tous les états possibles du réacteur allant du fonctionnement à pleine puissance à l'arrêt à froid. Six domaines d'études sont définis (voir 15.0 TAB 1).</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 1  
PAGE : 8/26      STANDARD

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
III-2.1.2.	Tant qu'un assemblage de combustible est présent dans la cuve, l'inventaire en eau du circuit primaire et l'efficacité du refroidissement du combustible sont surveillés en permanence.	C1	<p>Le système RCV (sous-chapitre 9.3.2 <i>Contrôle volumétrique et chimique</i>) assure le contrôle continu, pour toutes les conditions normales de fonctionnement de la tranche, de l'inventaire en eau du circuit primaire.</p> <p>L'instrumentation des thermocouples de sortie coeur (7.5.2 <i>Instrumentation interne du coeur</i>) est utilisée en fonctionnement normal pour fournir la distribution radiale de température dans le coeur et pour évaluer l'état de la tranche lors d'une phase post-accidentelle.</p>
III-2.1.3.	Des dispositifs automatiques provoquent l'arrêt du réacteur en cas d'évolution anormale des paramètres physiques relatifs à l'inventaire en eau ou à l'efficacité du refroidissement du coeur (III-2.1.3.a).	C1	<p>Le système de protection (7.3.1 <i>Architecture du système de protection (PS)</i>) met en oeuvre les fonctions automatiques classées F1A permettant de réaliser l'arrêt automatique du réacteur et d'engager les fonctions appropriées en cas notamment d'évolution anormale des paramètres physiques relatifs à l'inventaire en eau ou à l'efficacité du refroidissement du coeur.</p>
III-2.1.3.	Des systèmes de refroidissement de secours du coeur doivent permettre, pour tout incident ou accident de référence ainsi que pour les conditions de fonctionnement avec défaillances multiples considérées dans le rapport de sûreté, d'assurer un inventaire en eau suffisant dans le circuit primaire et d'évacuer la puissance résiduelle du coeur (III-2.1.3.b).	C1	<p>En cas d'accidents de perte de l'inventaire en eau du primaire ou de contraction importante du fluide primaire, le système RIS (sous-chapitre 6.3 : <i>Système d'injection de sécurité</i>) assure le maintien de l'inventaire en eau suffisant dans le primaire pour évacuer la puissance résiduelle du coeur.</p> <p>Les études d'incidents ou accidents de référence sont présentées en chapitre 15 et les conditions de fonctionnement avec défaillances multiples en chapitre 19.</p>
III-2.1.3.	Bien que des dispositions soient prises pour empêcher la survenue d'une rupture circonférentielle doublement débattue d'une tuyauterie primaire principale, un des systèmes de refroidissement de secours doit pouvoir assurer ses fonctions pour une brèche ayant un débit massique de perte en eau équivalent à celui résultant d'une telle rupture (III-2.1.3.c)	C1	<p>La rupture guillotine doublement débattue d'une tuyauterie primaire est étudiée en tant qu'étude spécifique dans le chapitre 19 (19.3.2.1a <i>APRP 2A</i>) en valorisant le RIS avec pour conclusion le respect :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- de la valeur de découplage retenue pour la qualification des matériels dans l'enceinte</li><li>- des critères de découplage relatifs à l'endommagement des assemblages du combustible.</li></ul>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 1

PAGE : 9/26

STANDARD

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
III-2.1.3.	<p>Par ailleurs, un système de secours de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur doit permettre :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- pour tout transitoire de référence, d'assurer le refroidissement du circuit primaire, puis l'évacuation de la puissance résiduelle du cœur (III-2.1.3.d);</li><li>- pour tout incident ou accident de référence ainsi que pour les conditions de fonctionnement avec défaillances multiples sans perte totale du refroidissement par le circuit secondaire, d'assurer le refroidissement du circuit primaire jusqu'aux conditions de fonctionnement d'un système de refroidissement de secours du cœur (III-2.1.3.e).</li></ul>	C1	<p>Dans les cas où tous les systèmes d'alimentation normale en eau des GV sont indisponibles (ARE et AAD), le système ASG ( 6.6 <i>Alimentation de secours des générateurs de vapeur</i>) assure l'alimentation de secours en eau des GV. Il permet d'évacuer via le VDA (ou les soupapes de sûreté des GV), la puissance résiduelle maximale du réacteur, suivant l'arrêt du réacteur après un fonctionnement continu à la puissance nominale et d'amener le réacteur dans un état sûr.</p> <p>Le système est conçu pour évacuer la puissance résiduelle de telle façon que les limites du combustible et les valeurs de conception du circuit primaire ne soient pas dépassées. Le paragraphe 2.2 du sous-chapitre 6.6 présente les hypothèses de dimensionnement du circuit ASG, afin de respecter le critère ci-dessus.</p> <p>La situation considérée pour le dimensionnement en terme de débit ASG est la rupture d'une tuyauterie d'eau alimentaire (accident de catégorie PCC-4 : 15.2.4c <i>Rupture de tuyauterie d'eau alimentaire</i>) en postulant la défaillance d'une des quatre pompes ASG. Ceci couvre les autres situations incidentelles ou accidentelles décrites aux chapitres 15 et 19.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 1  
PAGE : 10/26      STANDARD

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
III-2.2.1.	Tout au long de l'exploitation du râtelier d'entreposage du combustible sous eau, une surveillance de l'inventaire en eau de la piscine du râtelier et de l'efficacité de son refroidissement est assurée en permanence.	C1	L'instrumentation du système PTR (sous-chapitre 9.1.3 <i>Traitement et refroidissement de l'eau des piscines</i> ), ainsi que la conception du râtelier d'entreposage du combustible sous eau (sous-chapitre 9.1.2 <i>Râtelier d'entreposage sous eau du combustible</i> ), permettent de surveiller en permanence l'inventaire en eau et l'efficacité du refroidissement (mesures analogiques de débit sur les trains de refroidissement et leur source froide, mesures analogiques de température dans la piscine de désactivation, mesures analogiques et Tout-Ou-Rien de niveau dans la piscine de désactivation).
III-2.2.2.	<p>Des systèmes réalisant les fonctions de gestion de l'inventaire en eau de la piscine du râtelier et de son refroidissement permettent d'assurer que la puissance résiduelle du combustible qui y est entreposé est en permanence évacuée (III-2.2.2.a).</p> <p>Les systèmes de refroidissement disposent d'une capacité d'échange dimensionnée pour permettre d'évacuer en permanence la puissance résiduelle du combustible entreposé en maintenant la température de l'eau de la piscine du râtelier sous son point d'ébullition. Ils doivent être également conçus pour pouvoir démarrer et fonctionner en situation d'ébullition de l'eau de la piscine du râtelier (III-2.2.2.b).</p>	C1	<p>Le circuit de refroidissement de l'eau des piscines ainsi que les systèmes d'appoint disponibles, abordés dans la section 9.1.3, permettent d'évacuer en permanence la puissance résiduelle dans toutes les situations (voir notamment les sous-chapitres 15.2, 19.1 et 19.2.4).</p> <p>Les échangeurs des trains de refroidissement de la piscine de désactivation disposent d'une capacité d'échange qui a été dimensionnée pour évacuer en permanence la puissance résiduelle du combustible entreposé en maintenant la température de l'eau de la piscine du râtelier sous son point d'ébullition.</p> <p>Le système de refroidissement est conçu pour démarrer et fonctionner en situation d'ébullition de la piscine combustible. Notamment, les circuits sont dimensionnés pour véhiculer de l'eau à température élevée, les pompes PTR sont qualifiées vis-à-vis du choc thermique pouvant se produire au démarrage et certaines dispositions opératoires pour le train principal n°2 permettent de garantir l'absence de vaporisation du fluide dans les tuyauteries (cf. 9.1.3.4.2.2).</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 1  
PAGE : 11/26      STANDARD

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
III-2.2.2.	<p>Toute fuite ou brèche survenant sur un circuit susceptible de véhiculer de l'eau de la piscine du râtelier :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- soit est considérée comme exclue par un ensemble de dispositions couvrant les mêmes aspects que ceux mentionnés au II-1 du présent article ;</li><li>- soit ne doit pas conduire à un découvrément direct des assemblages de combustible en cours de manutention ou entreposés dans le râtelier.</li></ul> <p>Pour les assemblages entreposés, cette absence de découvrément doit être obtenue même en l'absence de toute action d'isolement (III-2.2.2.c).</p>	C1	<p>Les fuites ou brèches survenant sur un circuit véhiculant de l'eau de la piscine du râtelier sont exclues par conception pour les tronçons décrits au §9.1.3.2.3.4.</p> <p>Les dispositions permettant d'exclure toute fuite ou brèche sont présentées en sous-section 3.4.2.4 <i>Exclusion de rupture des tuyauteries Moyenne Energie</i>.</p> <p>Toute autre fuite ou brèche ne conduit pas à un découvrément direct des assemblages combustibles en cours de manutention ou entreposés dans le râtelier, grâce aux dispositions d'installation décrites dans le §9.1.3.3.1.3, ainsi que certaines dispositions de fonctionnement (isolements automatiques des lignes de vidange en fond de compartiment, isolement du troisième train lorsqu'il est à l'arrêt et interdiction de manutention combustible en cas de démarrage préventif du troisième train).</p> <p>Pour les assemblages entreposés, cette absence de découvrément est obtenue même en l'absence de toute action d'isolement.</p>
III-2.2.2.	<p>Dans les situations de vidange partielle accidentelle rendant inopérante l'aspiration de l'eau de la piscine du râtelier par les systèmes de refroidissement, un système de secours d'appoint en eau doit permettre :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- d'éviter le découvrément différé par ébullition des assemblages de combustible entreposés dans le râtelier ;</li><li>- de restituer un niveau d'eau suffisant pour remettre en service un système de refroidissement (III-2.2.2.d).</li></ul>	C1	<p>En cas de vidange conduisant à la perte du refroidissement de la piscine ou baisse de niveau par évaporation, le système JAC permet d'éviter le découvrément du combustible entreposé dans le râtelier, et d'atteindre un niveau en piscine suffisant pour permettre le redémarrage d'au moins un train de refroidissement (voir section 9.1.3).</p> <p>Via le système JPI, le système JAC permet de compenser le débit d'évaporation de la piscine pour les puissances résiduelles maximales avec des marges significatives, ce qui permet d'éviter le découvrément différé par ébullition des assemblages entreposés dans le râtelier et de restituer un niveau d'eau suffisant pour remettre en service un train de refroidissement dans toutes les situations (voir section 9.5.1.2).</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 1  
PAGE : 12/26      STANDARD

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
III-3.1.	Une surveillance du confinement de la matière radioactive du combustible nucléaire par le gainage des crayons de combustible est mise en œuvre. Cette surveillance est adaptée aux différentes phases d'entreposage, de manutention et d'exploitation des assemblages de combustible sur le site (III-3.1.a).	C1	<p>La surveillance de la tranche est notamment assurée par le système KRT (sous-chapitre 9.5.7 <i>Système de surveillance et de détection</i>). La détection d'un accident de manutention combustible est assurée par la surveillance du débit de dose dans les zones de manutention combustible. Sur détection d'un débit de dose anormal dans les zones de manutention combustible du BR ou du BK, le système KRT initie les actions de confinement respectivement de l'air du BR ou du BK. En cas de transitoires conduisant à des ruptures de gaines du combustible dans le coeur sans isolement enceinte, les chaînes situées sur le REN et le RCV détectent une augmentation anormale d'activité et isolent automatiquement des lignes véhiculant du fluide primaire en dehors du BR.</p> <p>Les assemblages de combustible font l'objet de contrôles/examens lors des différents cycles de manutention :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- visuel sur les assemblages de combustible neufs (4.2.2.2.4. <i>Manutention et stockage de l'assemblage de combustible</i>);</li><li>- ressuage en sortie de cuve lors du déchargement (9.1.4 <i>Système de manutention du combustible (PM)</i>) ;</li><li>- surveillance video en manutention sous eau (9.1.4 <i>Système de manutention du combustible (PM)</i>).</li></ul>
III-3.1.	Seuls des assemblages combustibles dont le gainage a été conçu et réalisé de manière à être intègre dans les conditions de fonctionnement normal et lors des transitoires incidentels les plus probables peuvent être chargés dans le réacteur nucléaire (III-3.1.b).	C1	<p>La conception des assemblages combustibles est détaillée au paragraphe 4.2.1 <i>Base de conception</i>.</p> <p>La fabrication et le contrôle sont détaillés au paragraphe 4.2.2.2.3. <i>Fabrication et contrôle</i>.</p> <p>De plus, le critère d'absence de dégradation des gaines combustible dans les situations de référence les plus probables s'applique aux PCC-2 conformément aux règles d'études définies au chapitre 15.0.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 1  
PAGE : 13/26      STANDARD

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
III-3.1.	Les conditions d'entreposage des assemblages de combustible dans la piscine de désactivation doivent assurer la prévention et la protection des gaines des crayons de combustible contre tout risque d'endommagement (III-3.1.c).	C1	<p>Les assemblages de combustible sont protégés au cours de l'insertion et pendant la durée de leurs entreposages. Les conditions d'entreposage des assemblages de combustible dans la piscine de désactivation sont présentées dans le paragraphe 9.1.2.4.2.3. <i>Contribution au confinement des substances radioactives.</i></p> <p>Comme mentionné dans le chapitre 9.6, la qualité d'eau de la piscine de désactivation est contrôlée selon les préconisations du Programme de Principe d'Essais et les Procédures d'Exécution d'Essai (au cours du 1er démarrage) et les exigences définies dans les Documents Standards des Spécifications Chimiques et Radiochimiques (cycles en exploitation) afin de prévenir les risques de corrosion de la gaine combustible.</p>
III-3.2.	A partir du moment où le circuit primaire est fermé, son activité et ses fuites sont surveillées en permanence et un bilan de ces dernières est réalisé périodiquement (III-3.2.a).	C1	<p>Hormis les chaînes réalisant uniquement des prélèvements, le système KRT transmet en continu les valeurs d'activité mesurées. La surveillance réalisée par le système KRT vis-à-vis des différents systèmes est présentée en 9.5.7.1.3.2.2 <i>Fonctionnement en régime permanent du système.</i></p> <p>Deux types de fuites distincts sont considérés sur le RCP :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- les fuites quantifiées sur le circuit primaire qui sont collectées par le système et réparties sur les capacités dédiées,</li><li>- les fuites non quantifiées sur le circuit primaire qui ne peuvent être localisées ou détectées autrement que par un bilan de fuite.</li></ul> <p>Les fuites non quantifiées sont périodiquement estimées par bilan de fuite.</p>





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 1  
PAGE : 14/26      STANDARD

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
III-3.2.	Pour les situations d'exploitation où l'évacuation de la chaleur du circuit primaire est assurée par les générateurs de vapeur, une instrumentation adaptée permet plus particulièrement de surveiller en continu le maintien de l'intégrité du circuit primaire au niveau du faisceau tubulaire de chaque générateur de vapeur (III-3.2.b).	C1	La surveillance de l'intégrité des tubes de Générateurs de Vapeur, via le système KRT, est assurée par le suivi de l'activité secondaire (§9.5.7.1.3.2.2.5. <i>Surveillance des Générateurs de vapeur</i> ) : <ul style="list-style-type: none"><li>- par les chaînes situées sur les lignes d'échantillonnage du circuit secondaire RES,</li><li>- par les chaînes situées sur les lignes du système de vapeur principal VVP.</li></ul> Cette détection est renforcée par la surveillance de l'activité des incondensables du circuit de mise sous vide du condenseur (CVI).
III-3.2.	Afin de réduire le risque de rejets en eau du circuit primaire dans l'environnement en cas de rupture d'un ou de plusieurs tubes de générateurs de vapeur, la pression de refoulement du système de refroidissement de secours assurant l'injection d'eau dans le circuit primaire dans ces situations est inférieure au point de consigne d'ouverture des soupapes de protection du circuit secondaire (III-3.2.c).	C1	Le système RIS-RA (§6.3.2.2.3. <i>Confinement des substances radioactives</i> ) est conçu de façon à pratiquement éliminer le risque de bipasse du confinement. Afin d'éviter une fuite de fluide primaire vers l'extérieur en cas de rupture de tube d'un générateur vapeur, les pompes ISMP sont conçues avec une pression de refoulement inférieure à la pression de tarage des soupapes de sûreté du système VVP.
III-3.3.	La cuve du réacteur est placée dans une enceinte de confinement comprenant : <ul style="list-style-type: none"><li>- une paroi interne en béton précontraint revêtue sur sa face intérieure d'une peau d'étanchéité ;</li><li>- un espace annulaire maintenu à une pression inférieure à la pression extérieure ;</li><li>- une paroi externe de protection en béton armé (III-3.3.a).</li></ul>	C1	Le bâtiment réacteur (§3.5.0.2.1.) est composé d'une enceinte double et comprend : <ul style="list-style-type: none"><li>- Une enceinte interne en béton précontraint équipée sur la face interne d'une peau métallique ;</li><li>- Une enceinte externe destinée d'une part à protéger l'enceinte interne et d'autre part à assurer le confinement dynamique.</li></ul> Les deux enceintes sont séparées par l'espace entre enceintes (EEE) en dépression par rapport à la pression atmosphérique (voir section 6.2.2 <i>Système de mise en dépression de l'espace entre enceinte (EDE)</i> ).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 1  
PAGE : 15/26      STANDARD

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
III-3.3.	La paroi interne de l'enceinte de confinement est conçue et réalisée pour faire face en particulier aux conditions de température et de pression qui résulteraient de la rupture complète d'une tuyauterie primaire principale. Elle est par ailleurs conçue et réalisée de telle manière que son étanchéité est assurée : <ul style="list-style-type: none"><li>- sans nécessiter à court terme d'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte, y compris après un accident avec fusion du cœur ;</li><li>- en cas de déflagration globale de la quantité maximale d'hydrogène qui pourrait être contenue dans l'enceinte de confinement au cours d'un accident de fusion du cœur à basse pression (III-3.3.b).</li></ul>	C1	Le dimensionnement de l'enceinte interne en béton précontraint est défini au paragraphe 3.1 de la section 3.5.1 <i>Enceinte interne avec peau métallique</i> et prend en compte l'APRP (rupture guillotine doublement débattue du circuit primaire principal).  Le dimensionnement de l'enceinte de confinement vis à vis des pressions et températures en accident grave est démontré en section 19.2.2.5 <i>Pression et température dans l'enceinte de confinement</i> .
III-3.3.	Toute fuite de la paroi interne de l'enceinte de confinement est collectée et filtrée avant rejet dans l'environnement. L'activité de ces rejets collectés et filtrés fait l'objet d'une surveillance permanente et d'une comptabilisation (III-3.3.c).	C1	Le système de mise en dépression de l'EEE, présenté en sous-chapitre 6.2.2, assure le confinement des substances radioactives en fonctionnement dégradé par : <ul style="list-style-type: none"><li>- l'efficacité de la filtration iode et THE,</li><li>- le maintien en dépression de l'EEE.</li></ul> Lors de leurs rejets à la cheminée du BAN, les fuites font l'objet d'une surveillance permanente par le système KRT (sous-chapitre 9.5.7.1 <i>Surveillance de la tranche et du BTE</i> ).
III-3.3.	A l'exception des traversées des lignes d'eau et de vapeur du circuit secondaire principal, les traversées et les ouvertures de l'enceinte de confinement conduisent à des bâtiments périphériques présentant des capacités de confinement adéquates (III-3.3.d).	C1	Par conception, il n'y a aucune fuite directe provenant de l'enceinte vers l'environnement pendant toute la durée de vie de la tranche (voir paragraphe 6.2.1.1.3 <i>Prévention du bypass de l'enceinte</i> ). La fonction de confinement des bâtiments périphériques est détaillée en paragraphe 6.2.1.2.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 1  
PAGE : 16/26

STANDARD

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
III-3.3.	Les traversées de l'enceinte de confinement véhiculant des fluides disposent d'organes d'isolement permettant de limiter le relâchement de radioactivité dans les bâtiments périphériques. Exceptés ceux qui sont placés sur des systèmes requis pour la gestion accidentelle des accidents, ces organes d'isolement soit permettent d'assurer une fonction de fermeture automatique en cas d'accident, soit sont en position fermée tant que du combustible nucléaire est présent dans la cuve (III-3.3.e).	C1	<p>Les études de transitoires incidentels/accidentels du sous-chapitre 15.3 faisant intervenir la fonction de limitation des conséquences radiologiques de l'isolement enceinte correspondant aux critères énoncés au paragraphe 6.2.3.0.2.3 sont réalisées en considérant les hypothèses de dimensionnement énoncées au paragraphe 6.2.3.2.2 (cf. chapitre 15.3 et sections 19.1.4 et 19.2.3) :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- la fermeture des organes d'isolement enceinte ;</li><li>- l'étanchéité des organes d'isolement enceinte ;</li><li>- les principes d'isolement des organes.</li></ul> <p>Les robinets qui isolent l'enceinte se ferment lorsqu'un signal d'isolement de l'enceinte est reçu (IE1, IE2, IAG ou IHAP), excepté pour certains robinets des systèmes de sûreté nécessaires pour la gestion post-accidentelle, qui ne reçoivent pas de signaux de fermeture automatique.</p>
III-3.3.	Afin d'éviter la traversée du radier de l'enceinte de confinement en cas d'accident avec fusion du cœur, un dispositif permettant la récupération et le refroidissement sur le long terme de la matière radioactive fondue provenant du réacteur nucléaire est mis en place (III-3.3.g).	C1	<p>Le principe de protection du radier par la mise en place d'un grand compartiment de refroidissement et d'étalement du corium est explicité dans la section 6.2.6 <i>Protection du radier</i> et son efficacité est démontrée par les calculs des situations de fusion du cœur à basse pression étudiées en section 19.2.2.4 <i>Evaluation de la stabilisation du cœur fondu</i>.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 1  
PAGE : 17/26      STANDARD

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
III-3.3.	<p>L'exploitant doit, tout au long de la vie de l'installation, veiller à la fiabilité des organes actifs et à la performance globale des dispositifs de confinement qui permettent :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- en cas de situation d'accident sans fusion du cœur, d'éviter la mise en place de mesures de protection de la population vivant dans le voisinage de la centrale ;</li><li>- en cas de situation d'accident avec fusion du cœur à basse pression, de n'avoir recours qu'à des mesures de protection de la population très limitées en étendue et en durée.</li></ul> <p>A cette fin, l'étanchéité de chacune des parois de l'enceinte de confinement et de leurs traversées est testée avant le premier chargement du combustible dans la cuve du réacteur, puis contrôlée périodiquement. Les contrôles de l'étanchéité de la paroi interne sont notamment effectués au moyen d'essais réalisés à la pression de dimensionnement (III-3.3.h).</p>	C2	<p>Les calculs de conséquences radiologiques des accidents de références (sous-chapitre 15.3), des situations RRC-A (section 19.1.4) et des agressions (section 3.4.9) démontrent que les dispositions de conception de l'installation permettent en cas de situation d'accident sans fusion du cœur, d'éviter la mise en place de mesures de protection de la population vivant au voisinage de la centrale.</p> <p>Les études probabilistes de niveau 2 présentées au sous-chapitre 18.2 ainsi que les calculs de conséquences radiologique des accidents graves présentés en section 19.2.3 démontrent que les dispositions de conception mise en oeuvre pour la gestion des situations d'accidents avec fusion du coeur à basse pression permettent de n'avoir recours qu'à des mesures de protection de la population très limitées en étendue et en durée.</p> <p>Le paragraphe 6.2.3.4.4 <i>Essais, surveillance en exploitation et maintenance</i> détaille comment l'exploitant, tout au long de la vie de l'installation, veille à la fiabilité des organes actifs et à la performance globale des dispositifs de confinement.</p> <p>La réalisation des essais d'étanchéité est décrits au paragraphe 6.2.5.3.1.1.3. <i>Essais d'étanchéité et de résistance</i>.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 1  
PAGE : 18/26      STANDARD

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
III-3.3.	<p>Le bâtiment qui abrite le râtelier d'entreposage sous eau du combustible dispose :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- de systèmes de ventilation assurant son confinement dynamique en condition d'exploitation normale et en cas d'accident de manutention d'un assemblage de combustible ;</li><li>- d'un dispositif permettant de détecter les fuites issues d'une perte éventuelle d'étanchéité du cuvelage de la piscine du râtelier (III-3.3.i).</li></ul> <p>Ce bâtiment est par ailleurs conçu pour collecter les fuites éventuelles de la piscine du râtelier et des tuyauteries connectées à cette piscine (III-3.3.j).</p>	C1	<p>Le système de ventilation du bâtiment combustible DWK (section 9.4.2) assure le confinement des substances radioactives en fonctionnement normal par :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- La mise en dépression du BK par rapport à l'extérieur en fonctionnement normal par action sur des registres réglants,</li><li>- Des transferts d'air effectués des locaux potentiellement les moins contaminables vers des locaux plus contaminables.</li></ul> <p>En cas d'accident de manutention du combustible dans le hall piscine (PCC-4), le confinement dynamique du hall est assuré par la file d'extraction iode du système DWL.</p> <p>Le paragraphe 5.3. <i>Détection et collecte des fuites</i> de la section 9.1.6 <i>Conception des piscines</i> détaille les éléments permettant de détecter et de collecter les éventuelles fuites.</p>
IV-1.	<p>Les systèmes de sûreté qui sont situés en dehors de l'enceinte de confinement sont répartis dans des divisions conçues de telle sorte que la perte totale d'une division à la suite d'un événement interne, notamment un incendie ou une inondation, n'empêche pas que soient assurées les trois fonctions fondamentales de sûreté visées au III, en postulant une défaillance unique sur les systèmes des autres divisions en cohérence avec les règles de la démonstration de sûreté appliquée aux transitoires, incidents et accidents de référence.</p>	C1	<p>Les règles de conception et d'installation liées aux agressions internes sont définies en sections 3.4.0 <i>Exigences de sûreté communes à toutes les agressions internes</i> et 3.4.1 <i>Bases de conception</i> . Une agression interne ne doit pas détériorer plus d'une redondance des systèmes F1. Les redondances et séparations des trains sont explicités dans les chapitres des systèmes valorisés (F1 et F2).</p> <p>Les règles de conception et d'installation doivent être telles que les agressions internes :</p> <ol style="list-style-type: none"><li>1. N'empêchent pas la réalisation des fonctions F1, même si elles ne sont généralement pas nécessaires après un tel événement,</li><li>2. Ne déclenchent pas d'événement PCC-3/4 (dans la mesure du possible),</li><li>3. Ne compromettent pas la séparation en divisions.</li></ol> <p>Par convention et afin de la distinguer de l'aggravant unique appliqué aux événements PCC, la défaillance appliquée aux agressions internes est appelée défaillance</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 1  
PAGE : 19/26      STANDARD

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
			aléatoire. Les études d'agressions sont réalisées en postulant une défaillance aléatoire.  La vérification est apportée pour chaque agression interne dans les sections correspondantes (sections 3.4.i.2)
IV-2.	La conception de l'installation est telle que les défaillances d'équipements et les dommages aux structures susceptibles de résulter soit d'événements naturels, soit d'événements liés à une activité humaine externe à l'installation, soit de combinaisons vraisemblables de ces événements n'empêchent pas l'accomplissement des trois fonctions fondamentales de sûreté visées au III (IV-2.a).	C1	L'accomplissement des trois fonctions fondamentales de sûreté visées au III est présenté dans le sous-chapitre 3.3 : <i>Protection contre les agressions externes</i> . La démarche de dimensionnement explicite pour chaque agression externe les chargements considérés ainsi que les structures, systèmes et équipements qui doivent y résister.  Les cumuls plausibles entre les agressions externes sont identifiés et traités dans le cadre des sections dédiées aux différentes agressions.
IV-2.	Au-delà des cas de charge retenus à la conception, les risques induits par l'environnement de l'installation ne doivent pas représenter, à la mise en service de l'installation, une part prépondérante du risque de fusion du cœur, notamment du fait de marges de dimensionnement (IV-2.b).	C1	Les agressions prises en compte dans le dimensionnement le sont avec les mêmes objectifs de conséquences radiologiques que les situations sans fusion du cœur. Les agressions sont par ailleurs analysées pour leur contribution au risque global de fusion de cœur (voir chapitre 18.3 : <i>Etudes probabilistes de sûreté agressions</i> )  Les résultats de l'évaluation effectuée sont conformes aux cibles probabilistes liées au risque de fusion du cœur définies dans le chapitre 18.0, pour les agressions externes, la fréquence globale de fusion du cœur est inférieure à $5.10^{-6}/a.r.$



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 1  
PAGE : 20/26

STANDARD

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
IV-2.	L'exploitant se tient informé de tout projet entraînant une modification de l'environnement de son installation par rapport à la description du dossier joint à la demande d'autorisation de création susvisée et ayant ou pouvant avoir des conséquences sur le respect des dispositions du présent décret. Il informe l'Autorité de sûreté nucléaire de ces projets dans les plus brefs délais et en précise les conséquences identifiées compte tenu des situations normales et accidentelles prévisibles (IV-2.c).	C1	<p>La surveillance de l'environnement industriel du site de Flamanville est réalisée par Flamanville 1-2. Les principaux établissements de la région de Cherbourg ainsi que le recensement des ICPE autour du site sont rassemblés dans les tableaux 2.2 TAB 1 et 2.2 TAB 2.</p> <p>Les activités industrielles dans l'environnement du site de Flamanville, y compris celles des tranches 1 et 2, ne présentent pas de risque pour le fonctionnement de l'installation de la tranche 3. La démonstration correspondante est apportée dans :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- la section 3.3.4 <i>Protection vis-à-vis des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication - explosion externe</i> pour les ouvrages de génie civil et les matériels qui sont nécessaires aux fonctions fondamentales de sûreté ;</li><li>- le sous-chapitre 3.8 <i>Risques classiques d'origine non nucléaire</i>.</li></ul>
IV-2.1.	<p>La capacité de l'installation à assurer les trois fonctions fondamentales de sûreté en cas de chute accidentelle d'aéronef est assurée soit par séparation géographique de systèmes redondants, soit par la protection physique de bâtiments contre les effets directs et indirects de l'impact résultant de la chute accidentelle d'un aéronef (IV-2.1.a).</p> <p>Les bâtiments pouvant contenir du combustible nucléaire, deux divisions abritant des systèmes redondants permettant d'assurer l'accomplissement des trois fonctions fondamentales de sûreté visées au III, la salle de commande principale et la station de repli du réacteur sont protégés physiquement par une paroi externe en béton armé (IV-2.1.b).</p>	C1	<p>La protection de l'installation est assurée soit par séparation géographique soit par l'existence [ ].</p> <p>L'approche retenue pour la protection du réacteur EPR contre la chute d'avion [ ] est basée sur des cas de charge associés à différentes familles d'avions (3.3.3 <i>Protection contre la chute d'avion</i>). La protection est obtenue par un dimensionnement, vis-à-vis de ces cas de charge, des bâtiments classés sûreté ou par séparation géographique des systèmes redondants, sachant par ailleurs que la protection des systèmes de sûreté doit être considérée à l'égard des effets directs (impact / pénétration) ainsi qu'à l'égard des effets indirects (vibrations induites).</p> <p>Les bâtiments permettant à l'installation d'assurer les 3 fonctions fondamentales de sûreté et bénéficiant d'une protection sont :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- le bâtiment réacteur,</li><li>- le bâtiment combustible,</li><li>- les Bâtiment des Auxiliaires de Sauvegarde,</li><li>- les locaux contenant les vannes d'isolement des tuyauteries eau et vapeur,</li><li>- les bâtiments contenant les diesels,</li></ul>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 1  
PAGE : 21/26      STANDARD

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
			<ul style="list-style-type: none"><li>- la station de pompage,</li><li>- l'ouvrage de rejet.</li></ul> <p>La vérification du bon dimensionnement des équipements concernés, valorisant les caractéristiques de l'installation, est présentée au paragraphe 3.3.3.2 <i>Analyse de sûreté</i>.</p>
IV-2.1.	Les cas de charge à retenir pour la conception de cette paroi sont définis en considérant, d'une part, le trafic de l'aviation générale et son évolution prévisible et, d'autre part, par convention, la chute accidentelle d'un avion militaire (IV-2.1.c).	C1	Ces cas de charge sont retenus à la conception pour le dimensionnement de la protection de l'installation et sont présentés dans le paragraphe 3.3.3.1.4 <i>Cas de charge</i> .
IV-2.2.	L'exploitant identifie de manière exhaustive les équipements non nécessaires à l'accomplissement des fonctions fondamentales de sûreté visées au III qui, en cas de séisme jusqu'au niveau retenu pour la conception, risqueraient d'entraîner la défaillance d'équipements quant à eux nécessaires. En fonction des risques d'agression identifiés, des mesures sont prises soit pour prévenir ces risques, soit pour assurer la protection des équipements nécessaires (IV-2.2.a).	C1	<p>Les équipements et ouvrages qui doivent protéger ou peuvent avoir un impact inadmissible sur les équipements de classe sismique 1 sont classés dans la classe sismique 2 (3.2.2.3.3. <i>Equipements et ouvrages de classe sismique 2 (SC2)</i>). Le classement SC2 mentionné dans les tableaux en §3.2.2 ne s'applique que si la défaillance des équipements concernés peut avoir un impact inadmissible sur les équipements de classe SC1 en cas de séisme.</p> <p>Les mesures prises soit pour prévenir les risques, soit pour assurer la protection des équipements nécessaires sont portées par le sous chapitre 3.3.2 <i>Protection vis-à-vis des séismes</i>.</p>
IV-2.2.	Pour faire face à la possibilité d'une perte de longue durée des sources électriques externes, toutes les sources électriques de secours doivent être dimensionnées et qualifiées au niveau de séisme retenu pour la conception (IV-2.2.b).	C1	Toutes les sources électriques de secours sont dimensionnées et qualifiées au séisme conformément au classement sismique indiqué au sous-chapitre 3.2. (3.2.2 TAB 2 : <i>Classement des principaux systèmes électriques</i> ).
IV-3.	Des dispositions relatives à la protection de la salle de commande principale et à son habitabilité visent à limiter autant que possible son indisponibilité du fait d'événements d'origine interne ou induits par l'environnement de l'installation.	C1	Les dispositions prises pour assurer l'habitabilité de la salle de commande principale sont détaillées dans la section 2 <i>Conception du système</i> , vérifiées en section 4. <i>Analyse de sûreté</i> du sous-chapitre 6.4 <i>Habitabilité de la salle de commande</i> .





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 1  
PAGE : 22/26

STANDARD

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
IV-3.	Pour les situations où la salle de commande principale est susceptible d'être indisponible, une station de repli accessible, opérationnelle et habitable permet d'assurer : <ul style="list-style-type: none"><li>- l'arrêt du réacteur ;</li><li>- le maintien et la surveillance des trois fonctions fondamentales de sûreté visées au III.</li></ul>	C1	En cas d'indisponibilité de la salle de commande principale, les opérateurs assurent la surveillance et la conduite de la tranche à partir de la Station de Repli (7.2 : <i>Architecture générale des systèmes et équipements de contrôle-commande</i> ). Pour la surveillance et la conduite de la tranche, la Station de Repli est équipée de postes de repli (PdR) informatisés à partir desquels les opérateurs peuvent amener la tranche dans un état d'arrêt sûr et la surveiller.
V-	La démonstration doit être apportée que les matériels installés dans l'installation respectent les exigences fonctionnelles qui leur sont affectées en relation avec leurs rôles dans la démonstration de sûreté, dans les conditions d'environnement associées aux situations pour lesquelles ils sont requis (V- a).	C2	Cette démonstration est apportée par : <ul style="list-style-type: none"><li>- la qualification des-dits matériels (3.7.1 : <i>Qualification des EIPs aux conditions accidentelles</i>) ;</li><li>- les essais de démarrage ;</li><li>- les essais périodiques (RGE - Chapitre IX).</li></ul>
V-	Bien que des dispositions soient prises pour empêcher la survenue d'une rupture circumférentielle doublement débattue d'une tuyauterie primaire principale, la qualification des équipements situés à l'intérieur de l'enceinte de confinement et participant à la démonstration de sûreté doit prendre en compte les conditions résultant d'une telle rupture (V- b).	C1	Les sollicitations à prendre en compte sont décrites en §3.7.1.1 et découlent des conditions internes et d'environnement correspondant aux conditions de fonctionnement PCC, RRC-A ou RRC-B pour lesquelles les matériels sont requis.  Les sollicitations dues à l'APRP-2A dans l'enceinte sont aussi considérées pour la qualification, malgré l'exclusion de rupture des tuyauteries concernées.
V-	Des dispositions d'études, d'essais, de contrôle et de maintenance sont définies et mises en œuvre en vue d'assurer la pérennité de la qualification des matériels aux situations accidentelles (V- c).	C1	Ces dispositions sont détaillées en §3.7.1.1.3. <i>Dispositions prises pour garantir la pérennité de la qualification lors de la fabrication et de l'exploitation.</i>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 1  
PAGE : 23/26      STANDARD

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
VI-1.	Toute disposition est prise dans la conception et l'exploitation de l'installation, en particulier par l'utilisation des meilleures technologies industrielles disponibles à un coût économiquement acceptable, pour limiter les prélèvements d'eau douce et l'impact des rejets sur les populations et l'environnement (VI-1.a).	C1	Les dispositions pour limiter les prélèvements d'eau douce et l'impact des rejets sur les populations et l'environnement ont été détaillées dans le DARPE déposé en 2006 ce qui a abouti à la publication par l'ASN des décisions ASN DC-188 et DC-189.  En outre, l'exploitant identifie et met en œuvre les bonnes pratiques basées notamment sur les mesures des performances des équipements des systèmes de traitement des effluents et l'analyse du REX d'exploitation.  Pour les aspects « conception », des précisions sont apportées dans le sous - chapitre 11.3 : <i>Estimation des Effluents et Déchets</i> du Rapport de Sûreté.
VI-1.	L'exploitant assure la réalisation périodique de contrôles de l'environnement (VI-1.b).	C1	Les contrôles de l'environnement ont été détaillés dans le chapitre VII de la pièce D du DARPE ce qui a abouti à la publication par l'ASN de la décision ASN DC-189. Les moyens de surveillance sont repris dans le chapitre 8 de la mise à jour de l'étude d'impact du DMES.
VI-2.	Toute disposition est prise dans la conception et l'exploitation de l'installation, en particulier par l'utilisation des meilleures technologies industrielles disponibles à un coût économiquement acceptable, pour limiter le volume et l'activité des déchets radioactifs produits (VI-2.a).	C1	Le sous-chapitre 11.3 <i>Estimation des Effluents et Déchets</i> du Rapport de Sûreté donne un bilan quantitatif estimé des effluents rejetés et des déchets produits par l'exploitation du réacteur EPR. Une recherche d'amélioration de la performance environnementale de l'installation EPR par rapport aux tranches du Parc en exploitation a été entreprise et a conduit à des avancées significatives.
VI-2.	Aucun stockage définitif de déchets radioactifs n'est autorisé à l'intérieur du périmètre délimité par le plan annexé au présent décret (VI-2.b).	C1	L'étude déchet définit le zonage des déchets et interdit le stockage définitif.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 1  
PAGE : 24/26      STANDARD

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
VII -	<p>Une liaison fiable et sécurisée permet, dès lors que le plan d'urgence interne de l'installation est déclenché, de transmettre en continu à l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) des informations directement extraites de la supervision du contrôle-commande, concernant l'état de l'installation, la nature et le niveau des rejets éventuels dans l'environnement.</p> <p>Les informations ainsi transmises doivent permettre à l'IRSN d'établir son propre diagnostic de la situation pour le compte des pouvoirs publics, notamment de l'Autorité de sûreté nucléaire.</p>	C1	<p>Le Plan d'Urgence Interne décrit l'organisation spécifique mise en œuvre pour gérer d'éventuelles situations accidentelles ainsi que les liaisons de transmission de données. Les liaisons de transmission de données techniques et environnementales et des messages de crise sont cadrées par la prescription 110 (cf §2.5.1 du PUI).</p> <p>La liaison « KIC-CNC » de l'EPR permet la remontée fiable, sécurisée et automatisée de données process parvenant du contrôle-commande standard vers les centres nationaux de crise, via le Service de Publication des Données Process. Elle repose au sein de la tranche sur plusieurs segments qui sont :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- l'interface du Contrôle-Commande Standard avec le niveau 3 (XU, système KIC),</li><li>- la Passerelle d'Ouverture du Contrôle-Commande Sécurisée (POCCS, système KIE),</li><li>- le Réseau Local Industriel (RLI, système KLI),</li><li>- et enfin la connexion RLI-SATS (système DTV).</li></ul> <p>Une redondance fonctionnelle est assurée via les liaisons fonctionnelles manuelles et/ou organisationnelles.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 1  
PAGE : 25/26

STANDARD

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
Art 3	<p>I. - L'introduction dans le périmètre de l'installation du combustible nucléaire destiné au premier chargement du réacteur est soumise à l'autorisation de l'Autorité de sûreté nucléaire <b>(Art 3.a)</b>.</p> <p>A cet effet, l'exploitant transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire, au plus tard six mois avant la date prévue pour l'introduction du combustible nucléaire dans le périmètre de l'installation, un dossier comprenant les éléments des documents mentionnés au II pertinents pour cette opération, sauf s'ils ont déjà été transmis à l'Autorité de sûreté nucléaire en vue de l'opération de chargement visée au II.</p> <p>II. - Le délai pour réaliser le premier chargement en combustible nucléaire du réacteur est fixé à treize ans à compter de la publication du présent décret au Journal officiel de la République française. Ce délai constitue le délai de mise en service mentionné au I de l'article 29 de la loi du 13 juin 2006 susvisée <b>(Art 3.b)</b>.</p> <p>En vue d'obtenir l'autorisation de l'opération visée à l'alinéa précédent, l'exploitant transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire, au plus tard douze mois avant la date prévue pour le premier chargement en combustible nucléaire du réacteur, outre les autres documents requis par les dispositions réglementaires applicables aux installations nucléaires de base :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- un rapport de sûreté comportant les mises à jour du rapport préliminaire de sûreté ;</li><li>- les règles générales d'exploitation que l'exploitant prévoit de mettre en œuvre pour la protection des intérêts mentionnés au I de l'article 28 de la loi du 13 juin 2006 ;</li><li>- un plan d'urgence interne. <b>(Art 3.c)</b>.</li></ul>	SO	



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 1  
PAGE : 26/26

STANDARD

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
<b>Art 4</b>	<p>L'Autorité de sûreté nucléaire est informée des modifications de l'installation ou des conditions d'exploitation dans les cas et selon les modalités définis dans la loi du 13 juin 2006 susvisée et les textes réglementaires pris pour son application.</p> <p>Ces modifications, lorsqu'elles n'exigent pas l'intervention d'une nouvelle autorisation prise en application du II de l'article 29 de la même loi, pourront être soumises à l'accord préalable de l'Autorité de sûreté nucléaire dans les cas et selon les modalités définis par la même loi et les textes réglementaires pris pour son application.</p>	SO	
<b>Art 5</b>	<p>La mise à l'arrêt définitif et le démantèlement de l'installation sont subordonnés à une autorisation préalable. La demande d'autorisation comporte les éléments figurant au V de l'article 29 de la loi du 13 juin 2006 susvisée et dans les textes réglementaires pris pour son application.</p>	SO	



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 2  
PAGE : 1/26              STANDARD

**1.7.1 TAB 2 : ANALYSE DE CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION AUX PRESCRIPTIONS TECHNIQUES (Décision n°2008-DC-0114)**

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-1	<p>Dans un document écrit, EDF énonce une politique de sûreté relative aux activités de conception et de construction de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3 et s'engage à sa mise en œuvre. Cette politique inclut la priorité accordée à la protection des intérêts visés au I de l'article 28 de la loi n°2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire.</p> <p>EDF s'assure que les personnes impliquées dans les activités de conception et de construction de l'installation ont connaissance et mettent en œuvre cette politique de sûreté.</p> <p>EDF transmet à l'ASN ce document dans les trois mois suivant la publication de la présente prescription ainsi que par la suite ses révisions ultérieures.</p>	NA	<p>La présente prescription a été appliquée jusqu'au 1<sup>er</sup> Juillet 2013 date à laquelle son contenu a été remplacé par la prescription [INB167-1] de la Décision 2013-DC-0347.</p> <p>La Politique Sûreté Nucléaire de la DIN "Principes de la politique de sûreté d'EDF et de la DIN" a été transmise à l'ASN par courrier DEPDCN05322008221208 du 22/12/2008. Le courrier ECDD090067 du 16/11/2009 explique comment la politique Sûreté de la DIN est déclinée sur le projet EPR FA3.</p>
INB167-2	<p>En dehors des cas prévus aux articles 34 et 35 du décret n°2007-1557 du 2 novembre 2007, sur décision de l'ASN, suite à un dysfonctionnement grave ou répété du système de management de la qualité ou à une anomalie ou un incident significatif pour la sûreté relatif à la conception ou à la construction de l'installation, EDF suspend les activités concernées par la qualité, au sens de l'arrêté du 10 août 1984, impliquées.</p> <p>Sauf accord exprès de l'ASN, EDF ne peut reprendre l'activité suspendue avant l'expiration d'un délai de deux semaines à compter de la transmission à l'ASN d'un dossier présentant les actions correctives et</p>	NA	<p>La présente prescription a été appliquée jusqu'au 1<sup>er</sup> Juillet 2013 date à laquelle son contenu a été remplacé par la prescription [INB167-2] de la Décision 2013-DC-0347.</p> <p>Le chapitre 16 répond à l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base (cet arrêté est appelé « arrêté INB » dans la suite du chapitre) et au décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 relatif aux installations nucléaires de base.</p> <p>Ce chapitre est complété par une note descriptive « Dispositions relatives à l'application de l'arrêté du 10 août 1984 pour Flamanville 3 » en référence [2] pour les activités ayant été engagées ou réalisées avant le 1<sup>er</sup> juillet 2013.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 2  
PAGE : 2/26      STANDARD

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
	préventives mises en œuvre. L'ASN peut proroger ce délai si elle estime nécessaire de procéder à de nouvelles mesures d'instruction.		[2] Note ECMT060056 « Dispositions relatives à l'application de l'arrêté du 10 août 1984 pour Flamanville 3 »
INB167-3	Le document de synthèse visé à l'article 10.2 de l'arrêté du 10 août 1984, relatif à la qualité de la conception, de la construction et de l'exploitation des installations nucléaires de base, est référencé dans le rapport de sûreté visé à l'article 20 du décret n°2007-1557 du 2 novembre 2007. Cette synthèse présente et justifie la manière dont la démonstration de la sûreté tient compte de l'impact sur le dimensionnement théorique de l'installation du traitement des éventuels anomalies et incidents significatifs relevés au cours de la construction.	NA	La présente prescription est abrogée par la Décision 2013-DC-0347.
2.	L'analyse des risques d'origines interne et externe à l'installation pouvant entraîner des conditions hostiles ou des dommages aux structures, systèmes et composants		
INB167-4	Les risques d'origine interne à considérer dans le rapport de sûreté comprennent : <ul style="list-style-type: none"><li>- les émissions de projectiles, notamment celles induites par la défaillance de matériels tournants ;</li><li>- les ruptures de tuyauteries à haute énergie, résultant notamment de la défaillance d'équipements sous pression ;</li><li>- les chutes de charge ;</li><li>- les explosions internes ;</li><li>- les incendies ;</li><li>- les inondations internes.</li></ul>	C1	Ces risques d'origine interne sont considérés dans le sous-chapitre 3.4 : <i>Protection vis-à-vis des agressions internes :</i> <ul style="list-style-type: none"><li>- les émissions de projectiles : 3.4.4 <i>Missiles</i></li><li>- les ruptures de tuyauteries à haute énergie : 3.4.2 <i>Fuites et ruptures de tuyauteries</i> &amp; 3.4.3 <i>Rupture de réservoirs, pompes et vannes</i></li><li>- les chutes de charge : 3.4.5 <i>Collisions et chutes de charge</i></li><li>- les explosions internes : 3.4.6 <i>Explosion interne</i></li><li>- les incendies : 3.4.7 <i>Incendie</i></li><li>- les inondations internes : 3.4.8 <i>Inondation interne</i></li></ul>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 2  
PAGE : 3/26      STANDARD

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-5	<p>Les risques externes induits par l'environnement de l'installation qui sont à considérer dans le rapport de sûreté comprennent, hors actes de malveillance :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- les risques entraînés par les activités industrielles et les voies de communication, dont l'explosion externe et la chute accidentelle d'aéronefs ;</li><li>- la foudre et les interférences électromagnétiques ;</li><li>- le séisme ;</li><li>- les conditions météorologiques extrêmes (températures, neige, vent, pluie,...) ;</li><li>- l'inondation externe ;</li><li>- les plus basses eaux de sécurité ;</li><li>- le colmatage de la source froide principale lié à l'environnement marin.</li></ul>	C1	<p>Les risques externes induits par l'environnement de l'installation sont considérés dans le sous-chapitre 3.3 : <i>Protection contre les agressions externes</i> :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- le séisme : 3.3.2 <i>Protection vis-à-vis des séismes</i></li><li>- les risques entraînés par les activités industrielles et les voies de communication, dont l'explosion externe : 3.3.4 <i>Protection vis-à-vis des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication - explosion externe</i></li><li>- chute accidentelle d'aéronefs : 3.3.3 <i>Protection contre la chute d'avion</i></li><li>- la foudre et les interférences électromagnétiques : 3.3.7 <i>Protection vis-à-vis de la foudre et des interférences électromagnétiques (IEM)</i></li><li>- les conditions météorologiques extrêmes : 3.3.6 <i>Protection contre les conditions climatiques extrêmes. De plus, des études de robustesse à l'aléa tornade ont été réalisées (ETGC130503 A et ECEIG141269 A)</i></li><li>- l'inondation externe : 3.3.5 <i>Protection contre l'inondation externe</i></li><li>- les plus basses eaux de sécurité : 3.3.6.2.7 <i>Protection contre la sécheresse</i></li><li>- le colmatage de la source froide principale lié à l'environnement marin : 3.3.8 <i>Agressions spécifiques à la source froide</i></li></ul>
INB167-6	<p>EDF justifie dans le rapport de sûreté que les conséquences radiologiques des situations résultant des risques d'origines interne et externe sont au plus équivalentes à celles évaluées pour les conditions de fonctionnement correspondant à des fréquences d'occurrence équivalentes.</p>	C1	<p>Il est justifié, dans le rapport de sûreté, que les conséquences radiologiques des situations résultant des risques internes et externes sont au plus équivalentes à celles évaluées pour des conditions de fonctionnement de fréquences d'occurrences équivalentes. Les principes de cette vérification sont précisés dans les sections 3.3.9 <i>Conséquences Radiologiques des agressions externes</i> et 3.4.9 <i>Conséquences Radiologiques des agressions internes</i>.</p>





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 2  
PAGE : 4/26      STANDARD

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-7	<p>EDF identifie les activités sur le chantier de Flamanville 3 pouvant porter atteinte à la sûreté des deux réacteurs nucléaires en exploitation sur le site de Flamanville. EDF réalise, pour chacune de ces activités, une étude comportant une évaluation des risques encourus lors de la réalisation de l'activité de construction, l'analyse des dispositions prises pour prévenir ces risques et la description des mesures propres à limiter l'occurrence des accidents et à atténuer leurs effets.</p> <p>Lorsque les dispositions prises pour prévenir ces risques s'inscrivent dans le périmètre de l'INB n°167, EDF transmet à l'ASN les études susmentionnées au moins trois mois avant la date envisagée pour le début de la réalisation de l'activité visée.</p>	NA	<p>La présente prescription a été appliquée jusqu'au 1<sup>er</sup> Juillet 2013 date à laquelle son contenu est abrogée par la Décision 2013-DC-0347.</p> <p>Les activités sur le chantier de Flamanville 3 pouvant porter atteinte à la sûreté des deux réacteurs nucléaires en exploitation sur le site de Flamanville sont identifiées et analysées à travers les notes suivantes :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- ECEP050738 ind B - Analyses de risque - aspect sûreté - travaux préparatoires décrit la méthodologie générale utilisée pour le recensement des risques, les énumère, analyse leur impact sur la sûreté et définit les parades de prévention ou mitigation.</li><li>- Aspect protection physique pendant toute la durée du chantier.</li><li>- ECFA060011 ind D : Analyses de risque - aspect sûreté - Travaux de construction : aspect sûreté après délivrance du DAC et du permis de construire (génie civil principal et au delà).</li></ul> <p>Les chantiers à impacts sont traités au fil de l'eau suivant l'instruction INS.EPR 662 - ANALYSE DE RISQUE SURETE - TRAVAUX EN INTERFACE AVEC LE CNPE FLA1/2.</p>
INB167-8	<p>Le rapport de sûreté présente une évaluation probabiliste de sûreté permettant d'apprécier les risques liés à l'installation en termes de :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- fréquence de fusion du cœur, associée notamment aux événements d'origine interne à l'installation que sont les défaillances d'origine matérielle ou humaine, l'explosion, l'inondation et l'incendie ;</li><li>- fréquence et nature des rejets radioactifs hors de l'enceinte de confinement en situation d'accident avec fusion du cœur.</li></ul>	C1	<p>Les études probabiliste de sûreté permettant d'apprécier les risques liés à l'installation en termes de :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- fréquence de fusion du cœur : EPS de niveau 1 (18.1 et 18.3) ;</li><li>- fréquence et nature des rejets radioactifs : EPS de niveau 2 (18.2).</li></ul>
INB167-9	<p>Le rapport de sûreté présente une étude du scénario de vidange de deux générateurs de vapeur résultant de la rupture des tuyauteries de vapeur non protégées contre la chute d'un aéronef.</p>	C1	<p>L'objet de l'étude en 19.3.2.1b est d'étudier la vidange simultanée de deux générateurs de vapeur par rupture complète doublement débattue de 2 lignes vapeur principales (VVP).</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 2

PAGE : 5/26

STANDARD

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-10	La qualification des systèmes, équipements, matériels et composants situés à l'intérieur de l'enceinte de confinement prend notamment en compte les conditions résultant de la rupture circonférentielle doublement débattue d'une tuyauterie vapeur principale à l'intérieur du bâtiment réacteur.	C1	Les sollicitations à prendre en compte sont décrites en §3.7.1.1.0.3 et découlent des conditions internes et d'environnement correspondant aux conditions de fonctionnement PCC, RRC-A ou d'accidents graves pour lesquelles les matériels sont requis. Les sollicitations dues à l'APRP-2A et à la RTV-2A dans l'enceinte sont aussi considérées pour la qualification.
INB167-11	La démarche de qualification des matériels actifs contribuant à l'isolement de l'enceinte de confinement couvre la vérification des fonctions de fermeture et d'étanchéité. La fonction de fermeture est qualifiée aux conditions d'ambiance rencontrées au cours des douze premières heures des situations d'accident sans fusion du cœur.	C1	Pour les matériels de la 3ème barrière, l'exigence est liée à l'étanchéité interne et externe (§3.7.1.1.0.4.2.5. <i>Exigence de qualification relative à l'étanchéité</i> ). Ces matériels font l'objet d'une vérification d'étanchéité en air dans le cadre des essais de qualification.  La fonction fermeture des matériels actifs contribuant à l'isolement de l'enceinte dans les situations PCC et RRC-A est qualifiée pour une durée [ ] pour les pressions, températures (§3.7.1.1.0.4.2.1.2.2.2) et irradiation (§3.7.1.1.0.4.2.1.2.3.2) pour VIEE, et surqualification famille 6 pour les VIIIE (cf. NSQ de ECEMA102313).
INB167-12	Lorsque la démonstration de la qualification d'un système, équipement, matériel ou composant aux conditions d'ambiance dans le bâtiment réacteur nécessite de s'appuyer sur l'effet protecteur d'un film de condensation d'eau, EDF justifie la présence de ce film de condensation.	C1	Les études thermodynamiques de masses et d'énergie libérées dans l'enceinte de la note NFPSR DC 1055 ind. I – In-containment pressure and temperature in PCC and RRC-A accidents (référéncée en section 3.7.1.1.1 <i>Bases de conception</i> ) permettent de définir une épaisseur minimale de paroi métallique pour laquelle un film d'eau serait à prendre en compte. Il n'existe pas de matériels qualifiés aux conditions accidentelles du bâtiment réacteur dont l'épaisseur est inférieure à cette épaisseur minimale.
INB167-13	Pour la mise en œuvre d'une qualification par essai d'un matériel ou d'une famille de matériels, EDF établit des spécifications générales de qualification présentant les étapes de la séquence d'essai et précisant les modalités, sévérités, mesures et critères associés. Ces spécifications générales de qualification par essai sont référencées dans le rapport de sûreté et transmises à l'ASN à sa demande.	C1	Les spécifications générales de qualification associées à la pratique française basée sur le RCC-E, présentant les étapes de la séquence d'essai et précisant les modalités, sévérités, mesures et critères associés sont citées dans le paragraphe 3.7.1.1.1.2.2 <i>Programmes de qualification applicables</i> .



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 2  
PAGE : 6/26      STANDARD

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-14	<p>Pour tout contrôle, essai ou épreuve destiné à vérifier le respect d'une hypothèse utilisée dans la démonstration de sûreté, un critère sanctionnant le contrôle, l'essai ou l'épreuve est préalablement spécifié par écrit et porté à la connaissance des personnes en charge de sa réalisation. Ce critère tient compte :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- des phénomènes de dérive ou de vieillissement susceptibles d'intervenir au cours de la période séparant deux contrôles, essais ou épreuves ;</li><li>- de la durée de vie envisagée pour la structure, le système, l'équipement, le matériel ou le composant concerné lorsque le contrôle, l'essai ou l'épreuve n'est effectué qu'une fois.</li></ul> <p>L'incertitude de mesure est ajoutée à la mesure avant de vérifier le respect du critère.</p>	C1	<p>Les essais de démarrage vérifient le respect des hypothèses utilisées dans la démonstration de sûreté. Les critères sont définis dans les NAS.</p> <p>Les essais périodiques (chapitre IX des Règles Générales d'Exploitation) couvrent la vie de l'installation. Les critères sont donnés dans les NA/RE.</p> <p>Les incertitudes sont prises en compte.</p>
INB167-15	<p>Un dispositif de dépressurisation ultime du circuit primaire principal, différent du dispositif protégeant ce dernier des surpressions, permet en situation d'accident d'abaisser la pression du circuit primaire en dessous de 20 bar absolus avant la rupture de la cuve du réacteur.</p>	C1	<p>La section 19.2.2.2 étudie le cas de dépressurisation du RCP en situation d'accident grave. Les études démontrent la capacité de décharge dédiée (5.4.8 <i>Vannes spécifiques</i>) et concluent que les critères de surpression sont respectés.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 2  
PAGE : 7/26      STANDARD

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-16	<p>Le système PTR de refroidissement de la piscine de désactivation du combustible usé est composé de :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- deux trains principaux indépendants ;</li><li>- un troisième train indépendant caractérisé, par rapport aux trains principaux, par une exigence de diversification portant sur sa chaîne de refroidissement et sur sa source froide.</li></ul>	C1	<p>Le système de traitement et refroidissement de l'eau des piscines (système PTR : section 9.1.3) assure le refroidissement de la piscine de désactivation grâce à deux trains principaux et un troisième train de secours.</p> <p>Chacun deux trains principaux est identique et équipé de [ ] pompes et d'un échangeur de chaleur refroidi par le Circuit de Réfrigération Intermédiaire du Réacteur (RRI). Chaque train est assigné à un des [ ] collecteurs RRI alimenté en alternance par deux trains RRI.</p> <p>Le troisième train est équipé d'une pompe et d'un échangeur de chaleur refroidi par une chaîne de refroidissement intermédiaire partagée avec le système EVU et totalement indépendante du RRI (voir section 6.2.7), elle-même reliée à la chaîne de refroidissement SRU, indépendante du SEC (voir section 9.2.6).</p>
INB167-17	<p>Avant de procéder à l'arrêt pour maintenance d'un des deux trains principaux du système PTR de refroidissement de la piscine de désactivation du combustible usé, la pompe du troisième train du système PTR est démarrée puis maintenue en fonctionnement pendant toute la durée de l'indisponibilité du train en maintenance.</p>	C1	<p>Il est prévu, en cas de maintenance d'un train principal, de démarrer le troisième train PTR et de le maintenir en fonctionnement pendant toute la durée de l'indisponibilité du train en maintenance (voir §9.1.3.4.4.2.1).</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 2  
PAGE : 8/26      STANDARD

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-18	<p>Une station de mesure de la concentration de l'eau en absorbant neutronique soluble, classée F1A, détecte les dilutions hétérogènes ou homogènes incontrôlées se produisant dans le circuit RCV de contrôle chimique et volumétrique de l'eau du circuit primaire ; cette station est installée au refoulement des pompes de charge, sur un tronçon commun de la ligne de charge et de la ligne d'injection aux premiers joints des groupes moto-pompes primaires.</p> <p>Cette station génère un signal également classé F1A qui déclenche automatiquement le basculement de l'aspiration des pompes de charge du circuit RCV sur le réservoir IRWST et l'isolement de la ligne d'aspiration du réservoir de contrôle volumétrique du circuit RCV.</p>	C2	<p>Le système BCMS (7.5.9 <i>Instrumentation du bore</i>) est conçu pour mesurer la concentration en bore dans le système RCV pour un traitement ultérieur par le système de protection (RPR). Les quatre appareils de mesure, de conception identique, sont installés sur la ligne de charge du système RCV, en amont de la connexion de la ligne d'injection aux joints des GMPP et en aval de la ligne de contournement des pompes du système RCV.</p> <p>Un basculement automatique de l'aspiration des pompes de charge HP vers l'IRWST à partir du signal (F1A) généré par le boremètre RCV permet de garder la disponibilité de la charge RCV et de l'injection aux joints N° 1 des pompes primaires après isolement de la source de dilution par les actions classées F1A.</p>
INB167-19	<p>La fermeture du tampon d'accès matériel du bâtiment réacteur est assurée de manière fiable en situation d'accident, y compris en cas de perte des alimentations électriques facilitant sa manœuvre, avant que des rejets radioactifs significatifs ne puissent se produire dans l'enceinte de confinement.</p>	C1	<p>Le paragraphe 5 <i>Prévention des Bypasses de l'enceinte de confinement</i> de la section 19.2.4 <i>Situations pratiquement éliminées</i> couvre les séquences de fusion avec TAM ouvert y compris en cas de perte des alimentations électriques facilitant sa manœuvre.</p>
INB167-20	<p>Compte tenu du volume de l'enceinte de confinement, le nombre et la disposition de recombineurs d'hydrogène dans le bâtiment réacteur sont définis de façon à empêcher la possibilité d'une détonation globale d'hydrogène.</p>	C1	<p>Les études ont été réalisées avec une répartition de 47 recombineurs (cf. 6.2.4), principalement répartis dans les locaux des composants primaires pour initier l'élimination de l'hydrogène dès que possible et avec une grande efficacité (concentration supérieure à l'intérieur des locaux des composants primaires). Certains recombineurs sont installés dans le dôme pour favoriser la convection globale et agir contre la stratification.</p> <p>L'étude d'évaluation de la mitigation du risque d'hydrogène présente en §19.2.2.3 conclut que le risque d'une détonation globale dans l'enceinte peut être exclu avec une marge suffisante.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 2  
PAGE : 9/26      STANDARD

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-21	La conception et la réalisation du puits de cuve et de la chambre d'étalement du corium sont telles que la quantité d'eau susceptible de s'y trouver lors de la coulée du corium en dehors de la cuve ne puisse provoquer une explosion de vapeur pouvant porter atteinte à l'intégrité de l'enceinte de confinement.	C1	Les dispositions constructives garantissent un puits de cuve et une zone d'étalement secs avant l'étalement du corium (voir section 6.2.6). L'absence d'eau au moment de la décharge du corium hors de la cuve est assurée par les mesures suivantes : <ul style="list-style-type: none"><li>- l'étanchéité entre la piscine et le puits de cuve,</li><li>- l'absence de tuyauteries en partie inférieure de la cuve.</li></ul> L'étanchéité entre la piscine et le puits de cuve est assurée par un anneau métallique ancrée sur une structure en béton armé reposant sur un coffrage métallique.
INB167-22	L'installation dispose de l'instrumentation nécessaire pour vérifier, au cours des essais de démarrage, le comportement attendu de l'installation vis-à-vis de la sûreté. Le contenu de cette instrumentation est justifié dans le cadre d'un dossier de suffisance, en intégrant les besoins requis en tant que tête de série.	C2	La note d'analyse de la suffisance de l'instrumentation pour les essais de démarrage de l'EPR de Flamanville 3, en référence ECEFC140751 indice C, répond à cette prescription. Elle s'attache à situer la démarche de suffisance de l'instrumentation pour les essais de démarrage et à décrire son imbrication avec la démarche de validation de la conception répondant à la prescription INB167-B. Elle décrit également par quels processus EDF valide l'emploi de l'instrumentation notamment pour la réalisation des essais de démarrage. Enfin elle analyse la présence de capteurs pour vérifier chacun des critères d'essai de démarrage liés à la sûreté.  Ce recensement s'appuie notamment sur les NAS rédigées en réponse à la PT INB 167-B. La note ECEFC140751 sera maintenue cohérente avec les NAS.
INB167-23	Pour chaque alarme et seuil d'action des systèmes de protection et de sauvegarde valorisés dans la démonstration de sûreté, le rapport de sûreté précise le scénario d'incident ou d'accident permettant de justifier la valeur implantée dans le système de protection ou de sauvegarde.	C1	La section 15.1.6 <i>Chaines de protection</i> précise le scénario d'incident ou d'accident permettant de justifier le seuil d'action des systèmes de protection et de sauvegarde valorisés dans la démonstration de sûreté.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 2

PAGE : 10/26

STANDARD

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-24	<p>La conception et la réalisation du râtelier d'entreposage sous eau de la piscine de désactivation du combustible usé sont telles que le facteur multiplication Keff est maintenu inférieur ou égal à :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- 0,95 en fonctionnement normal ;</li><li>- 0,98 en situation d'accident.</li></ul>	C1	<p>La prévention de la criticité dans le râtelier d'entreposage sous eau du combustible est obtenue par l'emploi de systèmes physiques et de configurations sûres du point de vue de la géométrie. La conception du râtelier d'entreposage sous eau du combustible est détaillée au paragraphe 9.1.2.4.2.1. <i>Contribution indirecte à la maîtrise de la réactivité.</i></p>
INB167-25	<p>Les produits et matériaux utilisés dans le bâtiment réacteur sont choisis afin de prévenir autant que raisonnablement possible les facteurs à l'origine du risque de colmatage des prises d'eau des systèmes d'injection de sécurité RIS et d'évacuation ultime de la chaleur EVU dans le réservoir IRWST.</p> <p>A ce titre, l'emploi de produits ou matériaux susceptibles en condition d'accident de provoquer directement ou par effet chimique un risque de colmatage ainsi que leur quantité sont justifiés par EDF dans le rapport de sûreté.</p>	C1	<p>Le cadre de référence EPR pour les études de filtration des débris en amont des pompes de recirculation précise le choix des produits et matériaux utilisés dans le bâtiment réacteur afin de prévenir autant que raisonnablement possible les facteurs à l'origine du risque de colmatage comme par exemple les revêtements épais (sol) ou les produits de rebouchage et coupes feux. Ces éléments sont présentés dans la note ENGSIN050001 révision E qui précise le cadre de référence de l'EPR.</p> <p>La conception de la chaîne de filtration RIS/EVU EPR (cf. sections 6.3.2 et 6.2.7) associé au cadre de référence des hypothèses à considérer, notamment le terme source de débris, permet de s'affranchir :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- d'effet chimique ;</li><li>- de risque de colmatage.</li></ul> <p>Ces éléments sont justifiés dans la fiche de synthèse ENGSIN100259 et la note D305914014905 révision B.</p> <p>En particulier, en ce qui concerne le risque de colmatage associé aux effets chimiques, des dispositions ont été prises à la conception pour limiter autant que possible la quantité d'Aluminium susceptible de générer des colloïdes. D'autre part, les essais réalisés montrent l'absence d'impact sur la filtration même en présence d'une quantité d'aluminium très majorée (2 kg) dans l'eau de recirculation.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 2

PAGE : 11/26

STANDARD

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-26	<p>L'enceinte de confinement est conçue et réalisée pour supporter :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- sans conséquence fonctionnelle ni structurelle, une température de 170°C et une pression des gaz dans l'enceinte de 5,5 bar absolus pendant une durée de douze heures.</li><li>- A cette température et pression, le débit de fuite maximum de l'enceinte interne est de 0,3%/jour de la masse des gaz contenus dans l'enceinte interne. Une épreuve initiale de réception de l'enceinte est effectuée à la pression de 6 bar absolus. Au delà, le respect de ce critère de débit de fuite fait l'objet d'une épreuve d'étanchéité de l'enceinte de confinement effectuée à température ambiante à une pression de 5,5 bar absolus au minimum tous les dix ans, sauf sursis accordé par l'ASN au vu d'éléments probants dans la limite d'une année ;</li><li>- sans conséquence fonctionnelle sur son étanchéité, une température de 170°C et une pression des gaz dans l'enceinte de 6,5 bar absolus pendant une durée de douze heures.</li></ul>	C2	<p>Les sous-chapitre 3.5.0 <i>Dimensionnement des ouvrages sismiques de catégorie 1</i> et 3.5.1 <i>Enceinte interne avec peau métallique</i> donnent les exigences de conception, réalisation et d'essais de l'enceinte de confinement.</p> <p>Le taux de fuite maximal de l'enceinte interne en situation accidentelle est fixé à 0,3 %/j de la masse de gaz contenue dans le volume délimité par l'enceinte interne sous une pression de 0,55 MPa absolu. Les situations accidentelles considérées résultent :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- de la rupture guillotine doublement débattue de la tuyauterie du circuit primaire principal (2A- LOCA),</li><li>- des situations d'accidents graves avec fusion du coeur y compris les efforts dus aux déflagrations locales d'hydrogène. Cela se traduit par la vérification par calcul de l'étanchéité de l'enceinte interne à une pression maximale de 0,65 MPa absolu, associé à une température maximale de 170 °C,</li><li>- du cumul de la rupture de la jambe d'expansion du pressuriseur avec le séisme de dimensionnement.</li></ul> <p>Les tableaux 3.5.0 TAB 1 et 2 font apparaître les différentes fonctions attendues pour chacune des composantes des ouvrages de l'îlot nucléaire sur la base des sollicitations auxquelles ils peuvent être soumis, sollicitations classées en normal (N), exceptionnel (EI) ou accidentel (Ai).</p> <p>Les essais qui permettent la vérification expérimentale du comportement de l'enceinte de confinement sont listés au paragraphe 3.5.0.4.4.6. <i>Réalisation et essais</i>.</p> <p>Le système EPP permet de garantir le respect du taux de fuite maximum pour l'enceinte (sous-chapitre 6.2.5 <i>Contrôle du débit de fuite et essais</i>).</p>





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 2  
PAGE : 12/26

STANDARD

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-27	Les bâtiments de sauvegarde et le bâtiment combustible sont conçus et réalisés de manière à assurer un taux de fuite maximum de 0,5 vol/jour.	C1	Les taux de fuite maximum du bâtiment de sauvegarde et du bâtiment combustibles sont précisés en section 6.2.1 <i>Exigences relatives à la Fonction confinement et description fonctionnelle</i> . La note d'étude "Etanchéité statique des bâtiments périphériques de l'EPR Flamanville 3", référencée D305115116267 indice B, justifie le taux de fuite des bâtiments de sauvegarde et du bâtiment combustible sur la base de l'identification des chemins de fuite et de la quantification des fuites associées.
INB167-28	Le bâtiment des auxiliaires nucléaires est conçu et réalisé de manière à assurer : - hors séisme, un taux de fuite maximum de 0,5 vol/jour ; - en cas de séisme jusqu'au niveau retenu pour la conception, un taux de fuite maximum de 5 vol/jour.	C2	Les taux de fuite maximum du bâtiment des auxiliaires nucléaires sont précisés en section 6.2.1 <i>Exigences relatives à la Fonction confinement et description fonctionnelle</i> . La note d'étude "Etanchéité statique des bâtiments périphériques de l'EPR Flamanville 3", référencée D305115116267 indice B, justifie le taux de fuite des bâtiments périphériques, sur la base des caractéristiques et des performances réelles des matériels installés.
INB167-29	Le dispositif permettant la récupération et le refroidissement sur le long terme de la matière radioactive fondue (corium) stipulé au III-3.3 de l'article 2 du décret n°2007-534 présente les caractéristiques suivantes : - les dispositifs assurant le supportage de la cuve ainsi que le dispositif assurant la fermeture du canal de transfert du corium vers la chambre d'étalement sont conçus et réalisés pour résister aux chargements résultant d'une rupture de la cuve sous une pression de 20 bar absolus ;	C1	Le paragraphe 2.1 du chapitre 5.4.9 précise que "En cas d'accident grave, la reprise des efforts verticaux agissant sur la cuve est assurée par la rigidité globale des boucles primaires. Ainsi, aucun dispositif spécifique pour maintenir l'anneau dans la direction verticale n'est nécessaire". L'ensemble puits de cuve/trappe fusible est conçu pour absorber les chargements en pression et température, résultant d'une rupture de cuve sous une pression de 20 bar absolus (§2.1.2. Conception du puits de cuve du sous-chapitre 6.2.6 Protection du radier).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 2

PAGE : 13/26

STANDARD

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-29	<ul style="list-style-type: none"><li>- la rétention temporaire du corium dans le puits de cuve à partir du percement de la cuve permet d'attendre la fin du déversement du corium avant l'ouverture du canal de transfert vers la chambre d'étalement ; durant la rétention du corium dans le puits de cuve, la stabilité de ce dernier et le supportage de la cuve sont maintenus;</li></ul>	C1	<p>La rétention temporaire du corium est explicitement indiqué au §2.1.2 du sous-chapitre 6.2.6, tout comme la conception du puits de cuve. Le paragraphe 1.2 du chapitre 19.2.2.4 précise que "Le puits de cuve est conçu pour résister aux chargements résultant d'une rupture de la cuve à 20 bar absolus. Ces chargements incluent les jets sous pression de corium et l'éventuel impact mécanique lié à une chute du fond de la cuve. Ce dernier est absorbé par des plots en béton situés à la périphérie du puits de cuve (« bumpers ») et qui protègent également la trappe fusible à l'entrée du canal de transfert entre le puits de cuve et la chambre d'étalement (voir 19.2.2.4 FIG 1)."</p> <p>Par ailleurs, le §2.1.3 du chapitre 6.2.6 indique que la conception de la trappe fusible a été précisée "de façon à garantir une section de passage suffisante et un délai de rupture suffisamment court pour éviter des effets négatifs d'un temps de rétention trop long sur l'intégrité du puits de cuve et des supports de cuve (voir le paragraphe 3.2 dans la section 19.2.2.4)."</p>
INB167-29	<ul style="list-style-type: none"><li>- le transfert du corium dans la chambre d'étalement se produit avant que la submersion de la chambre par l'eau de refroidissement ne commence ;</li><li>- la couche de béton sacrificiel de la chambre d'étalement ainsi que le délai d'arrivée de l'eau dans les canaux des plaques de refroidissement sont tels que, lorsque le corium arrive au contact de ces plaques, la capacité d'évacuation de la puissance thermique du dispositif de refroidissement est suffisante pour lui permettre d'assurer sa mission.</li></ul>	C1	<p>En situation d'accident grave, l'arrivée du corium dans la chambre d'étalement déclenche l'ouverture de [ ] vannes de noyage et initie l'écoulement gravitaire de l'eau de l'IRWST vers le récupérateur (§2.2.2. Conception de la chambre d'étalement).</p> <p>Des expériences ont permis de montrer que la structure de refroidissement est apte à évacuer des flux de chaleur très élevés supérieurs aux valeurs estimées par des analyses paramétriques notamment pour différents types de corium.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

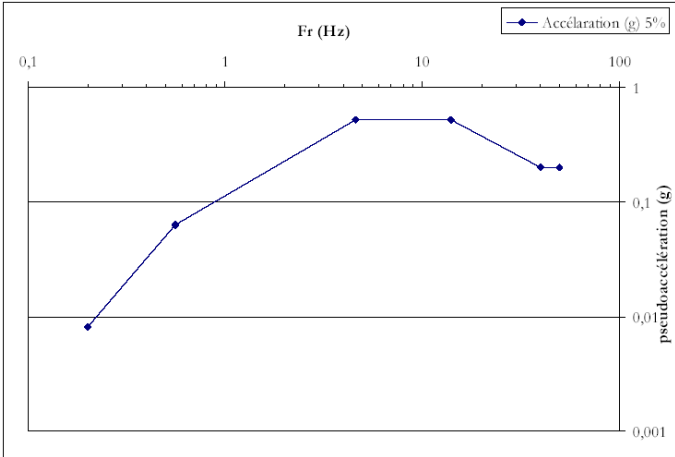
SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 2  
PAGE : 14/26      STANDARD

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-30	<p>Une instrumentation est mise en place afin :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- de signaler en salle de commande la percée de la cuve par le corium et d'en informer les équipes de crise de l'exploitant et des pouvoirs publics ;</li><li>- de surveiller la progression du corium hors de la cuve et d'apprécier le fonctionnement du dispositif assurant la récupération et le refroidissement sur le long terme de la matière radioactive fondue stipulé au III-3.3 de l'article 2 du décret n°2007-534.</li></ul>	C1	<p>Les principes de conduite en accident grave sont détaillés dans le sous-chapitre 13.4 et l'analyse de l'instrumentation utilisée en conduite accident grave est présentée en sous-section 19.2.2.7.</p> <p>La réussite du transfert du corium jusqu'à la chambre d'étalement peut être vérifiée par la détection de la rupture de cuve puis par l'augmentation de la température mesurée à la sortie de la « cheminée » de la chambre d'étalement.</p> <p>L'information aux équipes de crise de l'exploitant et des pouvoirs publics est faite conformément au PUI.</p>
INB167-31	<p>Les limites des secteurs de feu destinés à protéger les fonctions de sûreté de l'installation ou les substances radioactives susceptibles d'être dispersées lors d'un incendie sont qualifiées coupe-feu pour une durée minimale de deux heures.</p> <p>Les secteurs de feu de grand volume destinés à protéger les fonctions de sûreté de l'installation ou les substances radioactives susceptibles d'être dispersées lors d'un incendie sont subdivisés en secteurs de feu permettant de faciliter les missions des équipes d'intervention et d'assurer leur sécurité. Le degré coupe-feu de ces subdivisions est au minimum d'une heure.</p>	C1	<p>La sectorisation incendie de l'EPR est réalisée en respect du code de conception ETC-F. Les différents types de volume de feu sont rappelés au paragraphe 1.2.1 de la section 3.4.7 <i>Incendie</i>.</p> <p>Les Secteurs de feu et de confinement SFC (Type 1a) et les Secteurs de feu de sûreté SFS (Type 2) : Les parois de ces secteurs de feu ont un degré de résistance au feu (R)EI 120 (Coupe-feu pendant 120 minutes).</p> <p>Le Secteur de feu d'intervention SFI (Type 4) : Les parois de ces secteurs de feu doivent avoir un degré de résistance au feu adapté aux conséquences de l'incendie du volume sans être inférieur à (R)EI 60 (Coupe-feu pendant 60 minutes).</p>
INB167-32	<p>Une explosion dans un local à risque d'explosion avéré situé dans un secteur de feu destiné à protéger les fonctions de sûreté de l'installation ou les substances radioactives susceptibles d'être dispersées lors d'un incendie ne doit pas remettre en cause la stabilité et l'intégrité du secteur de feu concerné.</p>	C1	<p>L'analyse de sûreté des explosions internes à l'INB est présentée en sous-section 3.4.6.2.</p> <p>Les études déclinant le référentiel de sûreté sont quant à elles présentées dans les sous-sections 3.4.6.0 et 3.4.6.1.:</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
 TABLEAU : 2  
 PAGE : 15/26      STANDARD

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-33	La fuite de référence pour les lignes de diamètre supérieur à cinq centimètres véhiculant de l'hydrogène et faisant l'objet d'opérations manuelles ou potentiellement vulnérables, notamment aux vibrations, est la rupture circonférentielle doublement débattue.	C1	Dans les circuits à risque, la fuite de référence fixée forfaitairement pour le dimensionnement et la justification des dispositions prises est une brèche dont la section correspond à une rupture guillotine, quel que soit le diamètre de la canalisation considérée (3.4.6.2 Analyse de sûreté des explosions internes).
INB167-34	<p>Le mouvement sismique horizontal à prendre en compte pour le dimensionnement est défini, pour un amortissement réduit de 5%, par la courbe suivante, calée aux hautes fréquences au minimum à 0,20 g en horizontal :</p>  <p>Le mouvement vertical associé au spectre de dimensionnement correspond aux 2/3 du mouvement horizontal.</p>	C1	<p>Le dimensionnement et la qualification des matériels classés sismiques de la partie standard de la tranche prennent en compte un ensemble de conditions standards : les jeux de spectres de dimensionnement EUR (3.3.2 FIG 1) calés à 0,25 g en horizontal, associés à six conditions de sol standard (SA, MA, MB, MC, HA, HF). Deux niveaux sont utilisés pour les ouvrages classés sismiques :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Le Spectre de Dimensionnement des ouvrages de génie civil standard est le spectre EUR sol dur calé à 0,25g en horizontal, associé à la condition de sol propre à chaque site.</li> <li>- Le Spectre de Dimensionnement des ouvrages de site correspondant au spectre EUR sol dur calé à 0,20g en horizontal, associé à la condition de sol propre à chaque site.</li> </ul> <p>Le dimensionnement des bâtiments non classés sismiques est cohérent avec la réglementation applicable aux bâtiments non nucléaires, c'est-à-dire les règles de construction parasismique PS92.</p> <p>Conformément à la Règle Fondamentale de Sûreté 2001-01, le mouvement vertical associé au Spectre de Dimensionnement correspond aux 2/3 du mouvement horizontal.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 2

PAGE : 16/26

STANDARD

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-35	<p>Un séisme d'inspection est défini. Il représente le niveau de séisme en deçà duquel aucune vérification ou inspection des composants, dont la tenue au séisme est requise au titre de leur rôle pour la sûreté, n'est nécessaire pour le maintien ou la reprise de l'exploitation de la tranche. Ce séisme d'inspection correspond à une accélération horizontale maximale en champ libre de 0,05g.</p> <p>Après l'occurrence d'un séisme correspondant à une accélération horizontale maximale en champ libre supérieure à 0,05 g, EDF contrôle si l'installation n'a pas été sollicitée au-delà du domaine élastique et si elle est toujours dans des conditions de fonctionnement normal. Les résultats des contrôles effectués et les conclusions d'EDF sont transmis à l'ASN dès qu'ils sont disponibles.</p>	C1	<p>Le cas du "séisme d'inspection" est traité en §1.6 de la section 3.3.2.</p> <p>Après l'occurrence d'un séisme correspondant à une accélération horizontale maximale en champ libre supérieure à 0,05 g, l'exploitant doit contrôler si l'installation n'a pas été sollicitée au-delà du domaine élastique et si elle est toujours dans des conditions de fonctionnement normal. Les résultats des contrôles effectués et les conclusions doivent être transmis à l'ASN dès qu'ils sont disponibles.</p> <p>La démarche mise en oeuvre dans le cas où un séisme serait ressenti et/ou mesuré sur l'installation est illustrée en figure 3.3.2 FIG 2. Pour collecter les données nécessaires à l'analyse de tels événements, une instrumentation sismique conforme à la Règle Fondamentale de Sûreté I.3.b est installée.</p>
INB167-36	<p>L'identification des équipements stipulée au IV.2.2 de l'article 2 du décret n°2007-534 s'appuie notamment sur des visites sur le terrain, effectuées lors de la construction initiale de l'installation ainsi que lors de ses éventuelles modifications ultérieures.</p>	C2	<p>Cette prescription a fait l'objet de deux réponses à l'ASN, ECEIG122170 et SFL-ELY-2016.0938, confirmant les vérifications sur site qui se tiendront à l'issue de l'achèvement de la construction et de l'installation des équipements dans les différents locaux. Ces visites sur le terrain ont pour objectif la vérification complémentaire in situ des matériels non étudiés en phase de conception.</p>
INB167-37	<p>Le calage de la plate-forme de l'îlot nucléaire, ainsi que la protection volumétrique de cet îlot et des galeries, garantissent l'absence d'entrée d'eau à toute altitude inférieure à +12,40 NGFN.</p>	C1	<p>Le calage de la plate-forme de l'îlot Nucléaire, ainsi que la Protection Volumétrique de cet îlot et des galeries, présenté en §2.1. du sous-chapitre 3.3.5 <i>Protection contre l'inondation externe</i>, garantissent l'absence d'entrée d'eau à toute altitude inférieure à +12,40 NGFN.</p>
INB167-38	<p>Les équipements classés de sûreté de la station de pompage sont :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- soit situés au-dessus du niveau +8,54 m NGFN ;</li><li>- soit intégrés dans les locaux protégés de l'inondation extérieure jusqu'au niveau +8,54 m NGFN a minima.</li></ul>	C2	<p>Le calage de la station de pompage et la protection volumétrique sont abordés en §2.2. du sous-chapitre 3.3.5 <i>Protection contre l'inondation externe</i>. Les équipements classés de sûreté de la station de pompage sont soit situés au-dessus du niveau + 8,54 m NGF N, soit intégrés dans les locaux protégés de l'inondation externe jusqu'au niveau + 8,54 m NGF N a minima.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 2  
PAGE : 17/26      STANDARD

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-39	Les protections actives contre la foudre des équipements classés de sûreté sont classées F2.	C1	La démonstration est portée par les études de protection vis-à-vis de la foudre et des interférences électromagnétiques (IEM) présentées en sous-section 3.3.7. Les parafoudres et les paratonnerres sont classés F2.
INB167-40	Vis-à-vis des situations de canicule, les cas de charge de températures hautes à retenir à la conception sont : - pour l'air : supérieures ou égales à une température moyenne maximale journalière de 36°C et à une température maximale instantanée de 42°C; - pour la mer : supérieures ou égales à une température maximale journalière de 26°C.	C1	La protection vis-à-vis des situations de canicule est traitée en §3.3.6.2.5. Pour le site de Flamanville 3, le dimensionnement des ventilations et ouvrages des bâtiments standards est basé sur le sous-standard bord de mer froide dont les températures sont rappelées ci-dessous : <ul style="list-style-type: none"><li>- Tair max jour : Température d'air avec humidité relative associée pour les bâtiments à forte inertie thermique moyennée sur 12 heures.<ul style="list-style-type: none"><li>• Tair max jour = 36°C</li><li>• HR = 40 %</li></ul></li><li>- Tair max inst : Température d'air instantanée avec humidité relative associée pour les bâtiments à faible inertie thermique.<ul style="list-style-type: none"><li>• Tair max inst = 42°C</li><li>• HR = 29 %</li></ul></li></ul> Le dimensionnement des échangeurs est basé a minima sur le sous-standard bord de mer froide pour lequel la température maximale de la source froide enveloppe retenue est de : 26°C



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

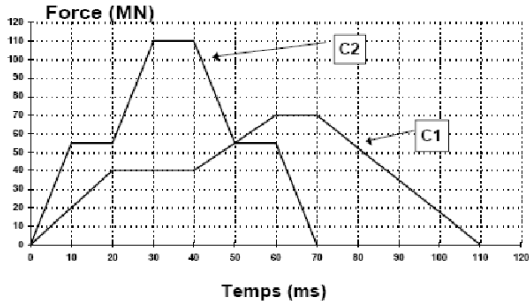
SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 2

PAGE : 18/26

STANDARD

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-41	<p>Vis-à-vis des situations de grands froids, les cas de charge de températures basses de l'air à retenir à la conception sont inférieures ou égales à :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- -15°C en permanence ;</li><li>- -19°C comme température minimum instantanée.</li></ul>	C1	<p>La protection contre les conditions climatiques extrêmes est traité en section 3.3.6 et notamment en section 3.3.6.1.3 pour les températures froides de l'air et 3.3.6.2.4 pour la protection contre les grands froids. Le spectre de dimensionnement comprenant la température longue durée, la température courte durée (7 jours) et la température instantanée (6 heures) est présenté en section 3.3.6.1.3.</p> <p>L'analyse de sûreté est présentée en §3.3.6.2.4 <i>Protection contre les grands froids</i>.</p>
INB167-42	<p>Pour les bâtiments protégés physiquement par une paroi externe en béton armé visés au IV-2.1 de l'article 2 du décret n°2007-534, les cas de charges relatifs à la chute accidentelle d'un avion militaire sont au minimum enveloppes des courbes C1 et C2 appliquées sur une aire circulaire de 7m<sup>2</sup> :</p>  <p>Le diagramme de chargement C1 est utilisé :</p>	C1	<p>La définition des cas de charge retenus pour la protection des bâtiments [ ] est issue des Directives Techniques et est conforme à la prescription ASN INB 167-42 .</p> <p>Les diagrammes sont données en §3.3.3.1.3.1. <i>Diagramme de chargement « aviation militaire »</i>.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 2  
PAGE : 19/26      STANDARD

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
	<p>- pour le dimensionnement des structures internes de ces bâtiments contre les vibrations induites ;</p> <p>- pour le dimensionnement de la paroi externe de protection en béton armé contre les chargements résultant d'un impact direct.</p> <p>Le diagramme de chargement C2 est utilisé pour vérifier la résistance ultime locale à la perforation de la paroi externe de protection en béton armé.</p>		
INB167-43	Le cas de charge de l'onde de surpression incidente retenu à la conception est une onde de surpression triangulaire à front raide atteignant une surpression maximale de 100 mbar et d'une durée de 300 ms sur les lieux de l'explosion. Le chargement en fonction du temps sur l'installation tient compte des réflexions possibles sur les parois et les toits des bâtiments.	C1	Les cas de charges sont définis § 1.2. <i>Paramètres de dimensionnement</i> du sous chapitre 3.3.4 <i>Protection vis-à-vis des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication - explosion externe.</i>
INB167-44	En vue de limiter la probabilité de perte de la source froide principale, notamment par défaillance de cause commune liée au risque de colmatage issu des pollutions maritimes ou de l'arrivée massive d'algues ou de corps marins, la station de pompage dispose de quatre files indépendantes de filtration, présentant deux à deux une diversification technologique.	C1	Le système CFI, présenté en sous-chapitre 9.2.4 <i>Prise d'eau et filtration de l'eau brute</i> , est composé de 4 trains de filtration indépendants avec : <ul style="list-style-type: none"><li>- [ ] filtres à chaînes disposés en trains latéraux,</li><li>- [ ] tambours filtrants disposés en trains centraux.</li></ul>
INB167-45	En cas de colmatage élevé d'une file de filtration de la station de pompage, un dispositif de protection assure le déclenchement automatique des pompes en aval non classées de sûreté afin de réduire rapidement la perte de charge.	C2	En cas d'encrassement élevé d'un tambour filtrant ou d'un filtre à chaînes, le déclenchement automatique des pompes aval non classées (SEN ou CRF) permet de réduire rapidement la perte de charge, donc de sauvegarder l'intégrité des panneaux filtrants et garantir un débit de sûreté suffisant pour alimenter les circuits SEC, et SRU le cas échéant.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 2  
PAGE : 20/26      STANDARD

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-46	Un dispositif de grilles, chacune équipée d'un dégrilleur, protège les files de filtration de la station de pompage de l'arrivée de pollutions maritimes ou de l'arrivée massive d'algues ou de corps marins. Une mesure de la perte de charge au niveau de chaque grille permet d'alerter en salle de commande de l'accumulation éventuelle de déchets devant la grille concernée.	C2	<p>Le système SEF assure la pré-filtration de la totalité de l'eau brute utilisée pour la tranche. Il assure un rôle de protection du système CFI en piégeant l'arrivée des déchets marins susceptibles d'entraver le bon fonctionnement des filtres CFI (sous-chapitre 9.2.4 <i>Prise d'eau et filtration de l'eau brute</i>).</p> <p>Chaque pertuis de pré-filtration est composé d'une grille de pré-filtration (SEF) fixe (espacement de [ ] entre les barreaux sur chaque grille) et d'un dégrilleur (SEF), afin d'enlever les débris et organismes marins piégés dans les grilles (SEF).</p> <p>Une mesure de la perte de charge, assurée au niveau de chaque grille, permet d'alerter l'exploitant de l'accumulation éventuelle de déchets devant la grille concernée.</p>
INB167-47	Pour faire face à une situation éventuelle de colmatage simultané des quatre files de filtration de la station de pompage, l'alimentation en eau du circuit de réfrigération ultime SRU peut être assurée par pompage de l'eau au large via la galerie de rejets.	C1	En cas de perte de l'alimentation normale par la station de pompage, l'alimentation en eau des deux trains du système SRU (9.2.6 <i>Source froide ultime</i> ) peut être assurée par pompage de l'eau au large via la galerie de rejets.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 2  
PAGE : 21/26      STANDARD

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-48	<p>EDF transmet à l'ASN un rapport d'avancement trimestriel du projet Flamanville 3 dans le mois suivant la période écoulée. Ce rapport trimestriel comprend :</p> <ol style="list-style-type: none"><li>1. une synthèse des activités sur la période écoulée ;</li><li>2. les éléments de planification suivants :<ul style="list-style-type: none"><li>- les jalons du projet ;</li><li>- les plannings directeurs actualisés :<ul style="list-style-type: none"><li>• des activités liées à la conception détaillée de l'installation (études fonctionnelles et études d'installation) ;</li><li>• des activités d'approvisionnement, de construction, de fabrication (hors équipement sous pression nucléaire) et de montage ;</li><li>• des essais de qualification des systèmes, équipements, matériels et composants participant à la démonstration de la sûreté ;</li><li>• des activités de construction par bâtiment ;</li><li>• des activités d'essais pré-opérationnels et d'essais d'ensemble ;</li></ul></li></ul></li></ol>	NA	Le contenu de la présente prescription est rendu obsolète par la sortie de la nouvelle version de cette prescription dans la Décision 2013-DC-0347.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 2  
PAGE : 22/26      STANDARD

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
	<p>3. l'état d'avancement des principales activités réalisées durant le trimestre écoulé ;</p> <p>4. les principales activités programmées sur le trimestre à venir ;</p> <p>5. la liste des anomalies intéressant la sûreté ou significatives pour la sûreté relatives aux activités de conception, de construction, de fabrication (hors équipement sous pression nucléaire), de montage, ainsi qu'aux essais de qualification des systèmes, équipements, matériels et composants participant à la démonstration de la sûreté ;</p> <p>6. la liste des principales activités de construction, de fabrication (hors équipement sous pression nucléaire) et de montage, ainsi que des essais de qualification des systèmes, équipements, matériels et composants participant à la démonstration de la sûreté, programmées pour le trimestre à venir ;</p> <p>7. une liste semestrielle des activités de construction, de fabrication (hors équipement sous pression nucléaire) ou de montage difficilement réversibles ou dont le contrôle s'avère impossible une fois l'activité réalisée concernant les structures, systèmes, équipements, matériels ou composants participant à l'accomplissement des trois fonctions fondamentales de sûreté, ou assurant leur protection</p>		



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 2  
PAGE : 23/26      STANDARD

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
	vis-à-vis des risques internes ou induits par l'environnement de l'installation.  A la demande de l'ASN, EDF organise sur le site de Flamanville, sous deux semaines, une réunion d'échange sur les informations transmises.		
INB167-49	EDF transmet de manière mensuelle la liste des écarts ou anomalies déclarés sur le chantier de la construction de Flamanville 3 par EDF ou ceux déclarés par les titulaires de contrats et pour lesquels le traitement curatif et/ou préventif est soumis à approbation d'EDF.	NA	Le contenu de la présente prescription est rendu obsolète par la sortie de la nouvelle version de cette prescription dans la Décision 2013-DC-0347.
INB167-50	EDF transmet à l'ASN un rapport annuel formalisant le retour d'expérience vis-à-vis des mesures définies pour prévenir ou mitiger les risques d'impact du chantier de Flamanville 3 sur les réacteurs en exploitation de Flamanville 1 et 2.	NA	Le contenu de la présente prescription est rendu obsolète par la sortie de la nouvelle version de cette prescription dans la Décision 2013-DC-0347.
INB167-51	Concernant les structures, systèmes et composants participants à l'accomplissement des trois fonctions fondamentales de sûreté, ou assurant leur protection vis-à-vis des risques internes ou induits par l'environnement de l'installation, EDF :  - prend des dispositions, notamment auprès des prestataires, permettant de garantir que le délai séparant la fourniture des plans d'exécutions initiaux du début des activités de réalisation concernées par ces derniers permet d'assurer la maîtrise de la qualité de réalisation ; - ces dispositions sont détaillées dans un document transmis à l'ASN dans les 3 mois suivant la publication de la présente prescription ; - à la demande de l'ASN, notifie au moins quinze jours à l'avance la date de programmation d'une activité de construction, de fabrication (hors équipement sous pression nucléaire) ou de montage.	NA	Le contenu de la présente prescription est rendu obsolète par la sortie de la nouvelle version de cette prescription dans la Décision 2013-DC-0347.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 2  
PAGE : 24/26

STANDARD

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
	EDF informe l'ASN des reports de l'activité notifiée et communique la nouvelle date de programmation retenue au moins trois jours ouvrés avant celle-ci. Ce délai de trois jours peut être réduit sous réserve de l'accord exprès de l'ASN.		
EDF-FLA-1	La conception et la réalisation des parades spécifiquement mises en place pour la maîtrise des risques générés par le chantier de Flamanville 3 vis-à-vis de la sûreté des réacteurs en exploitation sur le site de Flamanville sont soumises aux exigences applicables aux activités concernées par la qualité prévues par l'arrêté du 10 août 1984.	C1	EDF respecte ce prescriptif.
EDF-FLA-2	Les conditions d'entreposage, la nature et la quantité maximale d'explosifs entreposés sur le site sont définies de manière à assurer que l'explosion accidentelle de la totalité de ces explosifs : <ul style="list-style-type: none"><li>- génère une onde de surpression, des projectiles et un spectre vibratoire couverts par les cas de charges de dimensionnement présentés dans les rapports de sûreté de Flamanville 1 et 2 ;</li><li>- n'induit pas d'explosion au sein des parcs à gaz de Flamanville 1 et 2.</li></ul>	C1	EDF respecte ce prescriptif.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 2  
PAGE : 25/26      STANDARD

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
EDF-FLA-3	<p>Les niveaux d'accélération induits par les activités de minage sur les installations de Flamanville 1 et 2 pour les fréquences comprises entre 2 Hz et 7 Hz sont inférieurs d'au moins un facteur trois par rapport aux niveaux d'accélération du demi-séisme de dimensionnement retenu pour ces installations.</p> <p>Des capteurs de vitesse et d'accélération permettent de mesurer l'impact effectif des tirs au niveau :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- des transformateurs principaux, de soutirage et auxiliaires de Flamanville 2 ;</li><li>- du bâtiment réacteur, du bâtiment des auxiliaires nucléaires et de la station de pompage de Flamanville 2.</li></ul> <p>En sus, EDF exerce un contrôle des vibrations induites par les tirs de mine au niveau du bouchon situé en fond du canal d'amenée afin de s'assurer de l'absence d'impact des tirs effectués sur sa stabilité.</p>	C1	EDF respecte ce prescriptif.
EDF-FLA-4	<p>En complément de dispositions visant à prévenir la chute accidentelle d'une grue à tour, les conditions d'implantation et d'exploitation de ces grues sont telles qu'en cas de chute la zone d'impact ne comporte aucun bâtiment classé de sûreté, ni matériel important pour la sûreté.</p> <p>Les capteurs de vitesse et d'accélération mentionnés à la prescription [EDF-FLA-4] sont maintenus opérationnels tant qu'une grue est montée sur le chantier.</p>	C1	Les conditions d'implantation et d'exploitation de ces grues sont décrites dans la note ECFA060011 : <i>Analyses de risque - aspect sûreté - Travaux de construction.</i>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 2  
PAGE : 26/26

STANDARD

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
EDF-FLA-5	<p>Un programme de surveillance et de maintenance préventive des systèmes, équipements, matériels et composants de Flamanville 1 et 2 tient compte de la poussière générée par le chantier de Flamanville 3 afin :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- de prévenir les écarts par rapport aux conditions normales d'exploitation ;</li><li>- de garantir la fiabilité des systèmes importants pour la sûreté.</li></ul>	C1	EDF respecte ce prescriptif : analyse de risque objet d'un retour d'expérience annuel. Note de REX 2006-2007-2008 vis-à-vis des mesures définies pour prévenir ou mitiger les risques d'impact du chantier de Flamanville 3 sur les réacteurs en exploitation de Flamanville 1 et 2 (D5330-09-1159).
EDF-FLA-6	<p>EDF met en place un dispositif de balisage et de protection physique des câbles 400kV enterrés de Flamanville 1 et 2.</p> <p>EDF utilise des méthodes constructives assurant le maintien de l'intégrité du câble de 400kV de Flamanville 2 dans la zone de construction de la galerie inter-tranche.</p>	C1	EDF respecte ce prescriptif.
EDF-FLA-7	<p>EDF définit une organisation de crise sur le chantier de Flamanville 3 et des moyens nécessaires à sa mise en œuvre en lien avec le plan d'urgence interne des installations Flamanville 1 et 2.</p> <p>Le dimensionnement de l'organisation et de moyens nécessaires à sa mise en œuvre est compatible avec le nombre de personnes présentes sur le chantier de Flamanville 3.</p> <p>Les activités du chantier de Flamanville 3 ne remettent pas en cause l'accès des secours prévu dans le plan d'urgence interne de Flamanville 1 et 2.</p> <p>EDF effectue au moins un exercice annuel de mise en œuvre du plan d'urgence interne de Flamanville 1 et 2 impliquant l'organisation de crise du chantier de Flamanville 3.</p>	C1	EDF respecte ce prescriptif.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 3  
PAGE : 1/16      STANDARD

**1.7.1 TAB 3 : ANALYSE DE CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION AUX PRESCRIPTIONS POUR LES ESSAIS DE DEMARRAGE DU REACTEUR « Flamanville 3 »**  
**(Décision n°2013-DC-0347)**

Index	Prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour les essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et modifiant la décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
INB167-A	<p>I. L'exploitant réalise ou fait réaliser des contrôles et essais appropriés des éléments importants pour la protection (EIP) – au sens de l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base – que ces EIP soient des structures, des systèmes ou des composants. Ces essais et contrôles comprennent, autant que nécessaire :</p> <ol style="list-style-type: none"><li>1. des essais et contrôles réalisés hors périmètre de l'INB n°167 Flamanville 3 sur des EIP ;</li><li>2. des essais et contrôles réalisés dans le périmètre de l'INB n°167 Flamanville 3 pendant le montage, la construction ou l'installation des EIP ;</li><li>3. des essais réalisés dans le périmètre de l'INB n°167 Flamanville 3 une fois ces EIP construits ou installés sur le site. Ces essais, dits « de démarrage », sont ceux dont le rapport de synthèse est cité à l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé. Pour les essais de démarrage visant à vérifier la capacité des EIP à assurer les fonctions que leur alloue la démonstration mentionnée au deuxième alinéa de l'article L. 593-7 du code de l'environnement, la définition de ces essais, l'élaboration de la documentation, la réalisation et l'analyse de ces essais sont des activités importantes pour la protection au sens de l'arrêté du 7 février 2012 susmentionné.</li></ol> <p>II. L'ensemble de ces essais et contrôles est destiné à contribuer à la démonstration que les EIP respectent les exigences mentionnées dans :</p> <ol style="list-style-type: none"><li>1. le décret du 10 avril 2007 susvisé autorisant la création de l'INB n°167 et les prescriptions de l'ASN s'appliquant à l'INB n°167 ;</li></ol>	SO	





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 3  
PAGE : 2/16      STANDARD

Index	Prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour les essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et modifiant la décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
	<p>2. le rapport préliminaire de sûreté remis pour l'obtention du décret du 10 avril 2007 susvisé ou sa mise à jour remise à l'appui de la demande d'autorisation de mise en service de l'INB n°167 ;</p> <p>3. l'étude d'impact remise pour l'obtention des décisions n° 2010-DC-0188 et 2010-DC-0189 susvisées ou sa mise à jour remise à l'appui de la demande de mise en service de l'INB n°167 ;</p> <p>4. les autres pièces remises en application de l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé une fois le dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'INB n°167 déposé.</p>		
INB167-B	<p>L'exploitant formalise, met en œuvre et fait mettre en œuvre une démarche pour déterminer les essais et contrôles à réaliser afin de répondre à la prescription [INB167-A] et pour justifier leur articulation ou leur enchaînement.</p> <p>Cette démarche conduit l'exploitant à l'élaboration d'un document justifiant le caractère suffisant des essais et contrôles au regard de la prescription [INB167-A] et justifiant la complémentarité des essais de démarrage avec les autres essais et contrôles mentionnés au 1) et au 2) du I. de la prescription [INB167-A] ou, le cas échéant, des essais réalisés sur d'autres réacteurs du même type. Ce document précise les modalités et la typologie des critères selon lesquels l'exploitant statue in fine quant au respect des exigences fixées par les documents mentionnés au II. de la prescription [INB167-A], y compris pour les EIP qui feront l'objet de plusieurs essais de démarrage.</p>	C2	<p>La réponse à cette prescription est portée par :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- la note ECEFC141261 décrivant la démarche de détermination des essais et contrôles appropriés tout au long du projet contribuant à la démonstration du respect des exigences décrites dans le RDS ;</li><li>- la note ECEFC131439 "Validation de la conception de l'EPR de Flamanville 3 : démarche d'analyse de suffisance des contrôles et essais", ainsi que la note ECEFC140844 "Règles d'attribution de la nature des critères d'essais de démarrage et de la nature des conditions d'essai", qui formalisent la démarche pour déterminer les essais et contrôles à réaliser sur les EIP après leur construction ou installation sur site.</li></ul>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 3  
PAGE : 3/16      STANDARD

Index	Prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour les essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et modifiant la décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
INB167-C	L'exploitant établit le programme général des essais de démarrage. Les intervenants extérieurs – au sens de l'arrêté du 7 février 2012 susmentionné – sont, le cas échéant, associés à l'établissement de ce programme. Ce programme décrit notamment les différentes phases d'essais, leur enchaînement et, pour chaque phase, les essais de démarrage à réaliser. Ce programme précise les conditions indispensables à respecter préalablement à chaque changement de phase et les essais éventuellement reportables à une phase ultérieure. En particulier, l'enchaînement des essais est tel que la sûreté nucléaire de l'installation n'est jamais dépendante des performances des EIP non encore essayés.	C1	Le programme général des essais de démarrage est décrit dans le sous-chapitre 14.1. Il est décliné dans le PPE ENSDEM.
INB167-D	L'exploitant intègre dans le rapport de sûreté établi en application de l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé :  1. pour ce qui concerne les EIP contribuant à la prévention ou à la limitation des conséquences des accidents, la démarche demandée par la prescription [INB167-B] ; 2. une synthèse du programme général des essais de démarrage demandé par la prescription [INB167-C].	C1	Le sous-chapitre 14.1 <i>Programme des essais de démarrage de la centrale</i> répond à la présente prescription.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 3  
PAGE : 4/16      STANDARD

Index	Prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour les essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et modifiant la décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
INB167-E	<p>En lien avec la démarche définie par la prescription [INB167-B] et le programme général mentionné par la prescription [INB167-C], l'exploitant établit, pour un ensemble d'EIP clairement identifié, un document décrivant notamment :</p> <ol style="list-style-type: none"><li>1. l'ensemble d'EIP considéré ;</li><li>2. l'ensemble des essais de démarrage à réaliser et leur enchaînement prévu ;</li><li>3. la complémentarité de ces essais avec les autres essais ou contrôles réalisés ou prévus, ceci afin de répondre aux objectifs fixés par la prescription [INB167-A] ;</li><li>4. pour chaque essai de démarrage considéré :<ul style="list-style-type: none"><li>- les objectifs et conditions de réalisation de chaque essai ;</li><li>- les structures, systèmes et composants en interface avec les EIP concernés par l'essai ;</li><li>- les critères d'acceptabilité des résultats.</li></ul></li></ol>	C1	<p>Un Programme de Principe d'Essais (PPE) est rédigé par système élémentaire ou par groupe de systèmes élémentaires. Ce document spécifie le principe, l'objet et la teneur des essais à réaliser pour mettre en service les différentes fonctions du système, ainsi que les critères utilisés pour évaluer la validité des résultats des essais.</p> <p>Son contenu est défini principalement via la mise en œuvre de la démarche de suffisance portée par l'élaboration de Notes d'Analyse de Suffisance des essais et contrôles sur les Eléments Importants pour la Protection (NAS-EIP). Ces analyses permettent notamment de justifier du caractère suffisant des essais de démarrage au regard des autres contrôles et essais réalisés sur les EIP (hors site ou sur site).</p>
INB167-1	<p>La politique mentionnée à l'article 2.3.1 de l'arrêté du 7 février 2012 susmentionné couvre notamment les activités de conception et de construction et les essais de démarrage de l'INB n°167 Flamanville 3.</p>	C1	<p>Cette prescription est déclinée dans le Système de Management Intégré (SMI) d'EDF.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 3  
PAGE : 5/16      STANDARD

Index	Prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour les essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et modifiant la décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
INB167-1-1	<p>L'exploitant décrit l'organisation mise en place pour répondre aux exigences du titre II de l'arrêté du 7 février 2012 susmentionné pendant la préparation, le déroulement et l'analyse des résultats des essais de démarrage. Cette description détaille notamment l'organisation mise en place pour :</p> <ol style="list-style-type: none"><li>1. élaborer les procédures d'essais de démarrage ;</li><li>2. programmer et réaliser les essais de démarrage ;</li><li>3. analyser les résultats des essais de démarrage, y compris en cas d'écarts ;</li><li>4. s'assurer que les personnes élaborant les procédures d'essais de démarrage, réalisant l'essai de démarrage ou analysant les résultats disposent des compétences nécessaires ;</li><li>5. statuer sur les impacts des résultats des essais de démarrage sur la poursuite du programme d'essais de démarrage et sur le dossier de demande d'autorisation de mise en service défini par l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé ;</li><li>6. assurer le traitement de tous les écarts détectés au cours des essais de démarrage ;</li><li>7. assurer la traçabilité des résultats finalement obtenus pour chaque essai de démarrage.</li></ol> <p>Cette organisation précise les différents acteurs concourant à la préparation, la réalisation et l'analyse des résultats des essais de démarrage et en définit les responsabilités.</p>	C1	Le sous chapitre 14.2 décrit l'organisation des essais de démarrage qui s'appuie sur les processus internes, tels que la note d'organisation de la commission d'essais sur site (CES) et de l'information ASN relative aux essais de démarrage ainsi que la procédure MAN2-PR21 "Maîtriser les écarts sur nos activités".



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 3  
PAGE : 6/16      STANDARD

Index	Prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour les essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et modifiant la décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
INB167-1-2	<p>I. L'exploitant définit et met en œuvre une organisation et un processus lui permettant de décider, avant chaque changement de phase d'essais définie dans le programme des essais de démarrage mentionné à la prescription [INB167-C], de la poursuite de ce programme, au regard de la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement et des documents mentionnés au II. de la prescription [INB167-A].</p> <p>II. L'organisation et le processus prévus par le I. ci-dessus présentent des garanties de qualité, de transparence et d'indépendance par rapport aux personnes ou entités directement en charge de la réalisation des essais. En particulier, les personnes mettant en œuvre ce processus disposent de compétences adaptées, notamment en matière de construction, de conception détaillée et de fonctionnement de l'INB n°167 Flamanville 3, et des moyens suffisants pour garantir ces objectifs.</p> <p>III. Le processus prévu au titre du I. ci-dessus permet notamment d'identifier la nécessité d'effectuer de nouveau un essai de démarrage, de mener des essais de démarrage complémentaires, de modifier les conditions de réalisation des essais de démarrage prévus lors des phases d'essais suivantes ou d'adapter les futures modalités de fonctionnement de l'INB n°167 Flamanville 3. Il se base notamment sur :</p> <ol style="list-style-type: none"><li>1. l'examen de l'ensemble des résultats des essais de démarrage déjà réalisés et des écarts rencontrés, notamment au regard des conditions de poursuite du programme des essais préalablement établies par l'exploitant au titre de la prescription [INB167-C] et des exigences définies applicables ;</li><li>2. la réalisation d'une revue des écarts telle que définie à l'article 2.7.1 de l'arrêté du 7 février 2012 susmentionné, comportant une analyse du cumul des écarts affectant l'INB n°167 Flamanville 3, y compris ceux liés aux essais de démarrage. Sur la base des conclusions de cette revue, l'exploitant évalue l'impact de ce cumul sur la poursuite du programme</li></ol>	C1	La section 14.2.7 décrit l'organisation pour décider de la poursuite du programme général des essais de démarrage. Cette organisation s'appuie sur des processus internes tels que la note d'organisation de la commission d'essais sur site (CES) et de l'information ASN relative aux essais de démarrage ainsi que la procédure MAN2-PR21 "Maîtriser les écarts sur nos activités".



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 3  
PAGE : 7/16      STANDARD

Index	Prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour les essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et modifiant la décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
	<p>des essais de démarrage et sur l'échéance de résorption des écarts en cours de traitement ;</p> <p>3. la réalisation d'un programme conséquent d'actions de vérification, telles que définies à l'article 2.5.4 de l'arrêté du 7 février 2012 susmentionné, portant au minimum sur les dispositions prises en matière d'identification et de traitement des écarts détectés pendant les essais de démarrage ;</p> <p>4. l'examen du traitement, au sens de l'article 2.6.3 de l'arrêté du 7 février 2012 susmentionné, des écarts répétés ou d'événements significatifs relevant de la prescription [INB167-2].</p>		
INB167-1-3	<p>Dans le mois suivant l'entrée en vigueur de la présente décision, l'exploitant transmet à l'ASN une synthèse du retour d'expérience issu des précédents essais de démarrage réalisés sur ses réacteurs actuellement en fonctionnement. Outre les bonnes pratiques identifiées, cette synthèse inclut les principaux écarts survenus par le passé et les mesures déployées pour éviter leur reproduction sur Flamanville 3.</p> <p>En fonction de l'état d'avancement des essais de démarrage des autres réacteurs de type EPR dans le monde, l'exploitant enrichit cette synthèse des enseignements tirés de ces essais.</p> <p>Cette synthèse est actualisée et transmise à l'ASN de manière annuelle jusqu'à l'atteinte de la puissance nominale du réacteur.</p>	C2	<p>Le processus d'analyse du REX a été initié et fera l'objet de mise à jour en fonction de l'état d'avancement des essais de démarrage des autres réacteurs de type EPR dans le monde.</p> <p>Le REX des précédents démarrages du parc français est présenté dans la note ECEFC130082 A.</p> <p>Le REX des démarrages des autres EPR dans le monde est présenté dans la note ECEFC141191 indice C.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 3  
PAGE : 8/16      STANDARD

Index	Prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour les essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et modifiant la décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
INB167-2	<p>I. - Sans préjudice des cas prévus par les articles 34 et 35 du décret du 2 novembre 2007 susvisé, à la suite d'écarts répétés ou d'un événement significatif le justifiant, l'exploitant est tenu de suspendre les activités importantes pour la protection, au sens de l'arrêté du 7 février 2012 susmentionné, impliquées et en informe l'ASN dans les meilleurs délais.</p> <p>L'ASN peut notifier à l'exploitant des écarts ou événements significatifs qu'elle estime redevables de cette prescription.</p> <p>II. - L'exploitant ne peut reprendre l'activité suspendue qu'après la mise en œuvre d'actions préventives, correctives et curatives. Ces actions doivent être définies et justifiées dans un dossier tenu à la disposition de l'ASN. L'exploitant informe l'ASN de la reprise de l'activité suspendue.</p>	C1	La présente prescription est déclinée dans la procédure MAN2-PR21 : Maîtriser les écarts sur nos activités.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 3  
PAGE : 9/16      STANDARD

Index	Prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour les essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et modifiant la décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
INB167-2-1	<p>La réalisation de l'épreuve initiale de réception de l'enceinte de confinement mentionnée à la prescription [INB167-26] est soumise à l'accord de l'ASN, en application du IV de l'article 18 du décret du 2 novembre 2007 susvisé.</p> <p>Afin de permettre à l'ASN de statuer sur cet accord, l'exploitant transmet 30 jours ouvrés avant la date envisagée pour cette épreuve :</p> <ol style="list-style-type: none"><li>la liste des écarts relevés au cours de la construction de l'enceinte de confinement et leur traitement. L'exploitant résume les traitements mis en œuvre et justifie que les écarts non résorbés ne remettent pas en cause les caractéristiques de l'enceinte au regard des exigences fixées dans les documents listés au II. de la prescription [INB167-A] ;</li><li>la méthode appliquée pour s'assurer que les EIP demeurant dans l'enceinte de confinement au cours de l'épreuve ne seront pas endommagés par les conditions de l'épreuve ;</li><li>un document présentant le bilan de l'application de l'organisation et du processus mis en œuvre au titre de la prescription [INB167-1-2].</li></ol> <p>Au plus tard un mois après la réalisation de l'épreuve initiale de réception de l'enceinte de confinement, l'exploitant transmet à l'ASN un rapport présentant les résultats de l'épreuve.</p>	C2	Le Programme des Commissions d'Essais sur Site décrit en section 14.2.7 intègre ce point d'arrêt.
INB167-2-2	<p>L'exploitant s'assure que les essais de démarrage prévus et les exigences applicables fixées par les documents mentionnés au II. de la prescription [INB167-A] sont compatibles. A cette fin, il veille à ce que le dossier de demande de mise en service de l'installation prenne en compte les spécificités éventuelles des phases d'essais de démarrage.</p>	C1	<p>L'existence de spécificités relatives aux essais de démarrage est identifiée dans le chapitre 14.1 du RDS.</p> <p>Les éléments sont apportés dans le dossier de modifications temporaires des RGE applicable pour la phase des essais de premier démarrage.</p>





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 3  
PAGE : 10/16      STANDARD

Index	Prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour les essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et modifiant la décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
INB167-2-3	<p>En préalable à la réalisation de chaque essai de démarrage portant sur un EIP, que cet EIP soit une structure, un système ou un composant, et en cohérence avec le programme général d'essais de démarrage :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- lors de l'élaboration des documents d'exécution d'essais de démarrage, l'exploitant :</li></ul> <ol style="list-style-type: none"><li>1. s'assure que les conditions de réalisation de l'essai de démarrage sont représentatives des conditions de fonctionnement et de sollicitation du ou des EIP concernés spécifiées dans leur notice d'utilisation établie par le constructeur, si elle existe, et dans les documents mentionnés au II. de la prescription [INB167-A]. Si nécessaire, l'exploitant justifie la transposition aux conditions spécifiées pour l'essai,</li><li>2. s'assure que l'essai de démarrage peut être réalisé dans des conditions permettant de protéger les intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement et sont notamment compatibles avec le dossier défini au II. de l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé, quand celui-ci a été déposé auprès de l'ASN,</li><li>3. identifie les critères à respecter en distinguant ceux directement liés aux exigences fixées par les documents mentionnés au II. de la prescription [INB167-A] de ceux liés à d'autres considérations. Pour les critères du premier type, chaque critère quantitatif est établi en tenant compte des incertitudes de mesure conformément à la prescription [INB167-14],</li><li>4. précise la configuration requise pour la réalisation de l'essai de démarrage et celle dans laquelle l'EIP essayé (et le système auquel il appartient si l'EIP est un composant) doit être replacé une fois l'essai terminé. Les contrôles associés à réaliser sont décrits ;</li></ol> <ul style="list-style-type: none"><li>- avant le début de la réalisation de chaque essai de démarrage sur site, l'exploitant :</li></ul>	C2	<p>L'activité d'élaboration des documents d'exécution d'essais de démarrage intègre la vérification des conditions de réalisation d'essai, l'état final de la tranche à l'issue de l'essai, les transpositions éventuelles et la protection des intérêts.</p> <p>Les exigences de vérifications des préalables aux essais sont définis en section <i>14.2.5 Organisation des essais sur site.</i></p> <p>Ces activités sont cadrées par les instructions suivantes :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- INS.EPR 324 : Organisation des activités essais système et essais d'ensemble ;</li><li>- INS.EPR 663 - Receptions contractuels et fonctionnels ;</li><li>- INS.EPR 670 - Préparer - Réaliser - Surveiller les essais .</li></ul>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 3

PAGE : 11/16

STANDARD

Index	Prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour les essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et modifiant la décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
	<p>1. s'assure que l'état d'avancement du montage de l'installation, des essais de démarrage, des contrôles et de la mise en service des structures, systèmes et composants</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- rend le ou les EIP aptes à subir l'essai concerné ;</li><li>- n'est pas de nature à remettre en cause la représentativité de l'essai de démarrage. Dans le cas où les pré-requis et conditions de réalisation de l'essai de démarrage pris en compte lors de l'élaboration des documents d'exécution d'essais de démarrage ne pourraient être respectés, la justification de la représentativité est réexaminée et est documentée ;</li></ul> <p>2. s'assure que les éventuels écarts existant à la date de l'essai de démarrage et affectant l'EIP à essayer sont résorbés ou, à défaut, ne sont pas de nature à fausser l'essai ou à empêcher le bon déroulement de l'essai de démarrage.</p>		
INB167-2-4	<p>Tant que l'installation n'est pas mise en service – et notamment pendant les essais de démarrage – l'exploitant définit et met en œuvre un programme d'entretien et de surveillance des EIP. Ce programme tient compte des exigences liées au maintien de l'opérabilité et de la qualification des EIP et au déroulement des essais de démarrage. Il est adapté en fonction de l'avancement de la construction et du démarrage de l'installation.</p>	C1	<p>EDF respecte ce prescritif au travers des 4 points suivants :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- l'organisation pour la conservation des matériels selon <i>ECFA125551 — Principes de conservation des équipements</i> et <i>ECFA141568 Conservation des matériels électriques</i> ;</li><li>- le maintien de la qualification des matériels selon <i>l'INS.EPR 336 - Projet EPR - Qualification des matériels aux conditions accidentelles - organisation et répartition des tâches</i> ;</li><li>- la pérennité des réglages suite aux essais de démarrage (D305115114908 indice A et INS.EPR.667) ;</li><li>- le transfert des installations à l'exploitant selon la Décision Commune <i>DC301 Procédure de transfert des systèmes pour consignation (PVPC) et pour exploitation provisoire (PVEP)</i> et la Décision Commune <i>DC306 Prise en charge des installations pour entretien.</i></li></ul>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 3  
PAGE : 12/16      STANDARD

Index	Prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour les essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et modifiant la décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
INB167-48	<p>Au cours du premier mois de chaque trimestre, l'exploitant transmet à l'ASN un rapport d'avancement du projet Flamanville 3 relatif au trimestre écoulé. Ce rapport trimestriel comprend :</p> <ol style="list-style-type: none"><li>1. une synthèse des activités sur la période écoulée,</li><li>2. les éléments de planification suivants :<ul style="list-style-type: none"><li>- les jalons du projet,</li><li>- les plannings directeurs actualisés :<ul style="list-style-type: none"><li>- des activités liées à la conception détaillée de l'installation (études fonctionnelles et études d'installation),</li><li>- des activités d'approvisionnement, de construction, de fabrication (hors équipements sous pression nucléaires) et de montage,</li><li>- des essais de qualification des EIP participant à la démonstration de sûreté nucléaire,</li><li>- des activités de construction par bâtiment,</li><li>- des activités d'essais de démarrage,</li></ul></li></ul></li><li>3. l'état d'avancement des principales activités réalisées durant le trimestre écoulé,</li><li>4. les principales activités programmées sur le trimestre à venir,</li><li>5. la liste des principaux écarts, dont les événements significatifs, relatifs aux activités de conception, de construction, de fabrication (hors équipements sous pression nucléaires), de montage, ainsi qu'aux essais de qualification et de démarrage des EIP,</li><li>6. la liste des principales activités de construction, de fabrication (hors équipements sous pression nucléaires) et de montage, ainsi que des essais de qualification et de démarrage des EIP programmées pour le trimestre à venir,</li><li>7. une liste semestrielle des activités de construction, de fabrication (hors équipements sous pression nucléaires) ou de montage d'EIP difficilement réversibles ou dont le contrôle s'avère impossible une fois l'activité réalisée,</li></ol>	C1	<p>EDF respecte ce prescriptif. L'information est transmise sous forme de courrier de synthèse de manière trimestrielle en amont du rapport trimestriel d'avancement transmis à l'ASN.</p> <p>Les modalités d'information de l'ASN lors des essais de démarrage sont traitées dans la note ECFA124476 « Note d'organisation de la Commission d'Essais sur Site (CES) et de l'information ASN relative aux essais de démarrage » référencé au sous-chapitre 14.2.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 3  
PAGE : 13/16      STANDARD

Index	Prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour les essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et modifiant la décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
	8. une fois le dossier de demande de mise en service déposé, un échéancier de transmission des principaux documents que l'exploitant a prévu de remettre à l'ASN d'ici à la mise en service.		
INB167-49	L'exploitant transmet de manière mensuelle la liste, prévue par le II. de l'article 2.6.3. de l'arrêté du 7 février 2012 susmentionné, des écarts détectés sur le chantier de la construction de l'INB n°167 Flamanville 3.	C1	EDF respecte ce prescriptif.  Une fois par mois à l'occasion du point hebdomadaire réalisé sur le site de Flamanville 3, la liste des écarts ou anomalies déclarés sur le chantier par EDF ou par les titulaires de contrats, lorsqu'ils sont soumis à l'approbation d'EDF, est remise à l'ASN.
INB167-50	Pendant le déroulement des essais de démarrage, l'exploitant informe l'ASN aussi souvent que nécessaire et au moins : <ul style="list-style-type: none"><li>- de manière hebdomadaire :</li><li>1. des principaux faits marquants survenus pendant le déroulement du programme des essais de démarrage,</li><li>2. de l'avancement des essais de démarrage et des dates prévisionnelles des changements de phase d'essais définie dans le programme des essais de démarrage mentionné à la prescription [INB167-C],</li><li>- de manière mensuelle, de la liste des essais réalisés pendant la période écoulée et de ceux ayant générés des écarts,</li><li>- au moins quinze jours à l'avance, de la date de programmation d'une activité relative aux essais de démarrage préalablement identifiée et notifiée par l'ASN. L'exploitant informe l'ASN des reports de l'activité notifiée et communique la nouvelle date de programmation retenue avec un préavis suffisant pour permettre à l'ASN, si elle le décide, de mener une inspection.</li></ul>	C1	Les modalités d'information de l'ASN lors des essais de démarrage sont traitées dans la note ECFA124476 « Note d'organisation de la Commission d'Essais sur Site (CES) et de l'information ASN relative aux essais de démarrage » référencé au sous-chapitre 14.2.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 3

PAGE : 14/16

STANDARD

Index	Prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour les essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et modifiant la décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
INB167-50-1	<p>I. Au plus tard deux mois avant la date envisagée par l'exploitant pour la mise en service partielle ou la mise en service de l'INB n°167 Flamanville 3, l'exploitant transmet à l'ASN :</p> <ol style="list-style-type: none"><li>1. la liste des essais de démarrage restant à réaliser d'ici à la mise en service partielle ou la mise en service de l'INB n°167 Flamanville 3 ;</li><li>2. la liste des essais de démarrage déjà réalisés et dont les résultats ne permettraient pas à ce stade la mise en service partielle ou la mise en service de l'INB n°167 Flamanville 3 et les actions engagées ou envisagées pour remédier à cette situation ;</li><li>3. la liste de tout autre essai ou contrôle mentionné à la prescription [INB167-A] qui resterait à réaliser d'ici à la mise en service partielle ou la mise en service de l'INB n°167 Flamanville 3.</li></ol> <p>II. Ensuite, l'exploitant transmet de manière hebdomadaire à l'ASN les documents et informations complémentaires visant à démontrer le caractère suffisant des essais et contrôles, l'acceptabilité des résultats obtenus vis-à-vis de la mise en service partielle ou de la mise en service de l'INB n°167 Flamanville 3 et l'acceptabilité des éventuels écarts dont le traitement ne serait pas achevé.</p> <p>III. Au plus tard une semaine avant la date envisagée par l'exploitant pour la mise en service partielle de l'INB n°167 Flamanville 3, l'exploitant communique à l'ASN les références de l'autorisation relative à la détention de matière nucléaire obtenue au titre de l'article L.1333-2 du code de la défense.</p> <p>IV. Lorsque l'exploitant considère que toutes les opérations préalables à la mise en service partielle ou à la mise en service de l'INB n°167 Flamanville 3 sont terminées, il transmet sa position à l'ASN sur :</p> <ol style="list-style-type: none"><li>1. le caractère suffisant des essais et contrôles et l'acceptabilité des résultats obtenus vis-à-vis de la mise en service partielle ou de la mise en service de l'installation ;</li><li>2. l'acceptabilité des éventuels écarts dont le traitement n'est pas achevé.</li></ol>	C2	Les modalités d'information de l'ASN lors des essais de démarrage sont traitées dans la note ECFA124476 « Note d'organisation de la Commission d'Essais sur Site (CES) et de l'information ASN relative aux essais de démarrage » référencé au sous-chapitre 14.2.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 3  
PAGE : 15/16      STANDARD

Index	Prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour les essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et modifiant la décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
	Il fonde cette position notamment sur les conclusions de l'organisation et du processus mis en œuvre au titre de la prescription [INB167-1-2].		
INB167-50-2	Avant la mise en service de l'INB n°167 Flamanville 3 et après le dépôt du dossier de demande d'autorisation de mise en service, l'exploitant procède en tant que de besoin, au vu du déroulement des essais de démarrage et notamment des résultats obtenus, à la mise à jour de ce dossier.	C2	
INB 167-51	<p>Pour les EIP participant à l'accomplissement des fonctions mentionnées au I. de l'article 3.4 de l'arrêté du 7 février 2012 susmentionné, ou assurant leur protection vis-à-vis des risques internes ou induits par l'environnement de l'installation, l'exploitant :</p> <ol style="list-style-type: none"><li>prend des dispositions, notamment auprès des intervenants extérieurs, au sens de l'arrêté du 7 février 2012 susmentionné, garantissant que le délai séparant la fourniture des documents d'exécution dans leur version finale du début des activités de réalisation concernées permet d'assurer la maîtrise de la qualité de réalisation de cette activité, et ce pour les activités se déroulant sur le site de l'INB n°167 Flamanville 3. De même, concernant les essais de démarrage, l'exploitant prend des dispositions afin d'assurer que les documents nécessaires à la réalisation de ces essais sont fournis aux personnes chargées de leur réalisation avec un préavis suffisant pour permettre le déroulement des essais dans des conditions satisfaisantes de protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement et de qualité. Ces dispositions sont décrites dans un document transmis à l'ASN dans le mois suivant l'entrée en vigueur de la présente décision,</li><li>à la demande de l'ASN, notifie au moins quinze jours à l'avance la date de programmation d'une activité de construction, de fabrication (hors équipements sous pression nucléaires) ou de montage. L'exploitant informe l'ASN des reports de l'activité notifiée et communique la nouvelle</li></ol>	C1	<p>Concernant les structures, systèmes et composants participants à l'accomplissement des trois fonctions fondamentales de sûreté, ou assurant leur protection vis-à-vis des risques internes ou induits par l'environnement de l'installation, EDF :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>a envoyé l'instruction projet <i>INS.EPR.202 - Déclinaison de la prescription technique INB.167.51 relative au délai de mise à disposition des documents d'exécution avant réalisation de l'activité sur site</i> ;</li><li>réalise des points hebdomadaires avec l'Autorité de sûreté nucléaire (division de Caen) via l'Aménagement de Flamanville 3.</li></ul>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 3  
PAGE : 16/16      STANDARD

Index	Prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour les essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et modifiant la décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
	date de programmation retenue avec un préavis suffisant pour permettre à l'ASN, si elle le décide, de mener une inspection.		
EDF-FLA-A	L'exploitant identifie, préalablement à leur réalisation, les activités se déroulant sur l'INB n°167 Flamanville 3 pouvant porter atteinte à la sûreté nucléaire des INB n°108 ou n°109. L'exploitant réalise, pour chacune de ces activités, une étude comportant une évaluation des risques encourus, l'analyse des dispositions prises pour prévenir ces risques et la description des mesures propres à limiter l'occurrence des atteintes et à atténuer leurs effets sur les INB n°108 ou n°109. L'étude doit être dans sa forme définitive au moins 15 jours avant le début de la réalisation de l'activité et les mesures identifiées mises en œuvre dès le début de cette réalisation.	C1	Ces dispositions font l'objet de la procédure <i>INS.EPR.662</i> .
EDF-FLA-7-	L'exploitant transmet à l'ASN un rapport annuel formalisant le retour d'expérience concernant les mesures définies pour prévenir ou limiter les risques d'impact du chantier de construction de l'INB n°167 Flamanville 3 sur les INB n°108 ou n°109.	C1	EDF respecte ce prescriptif. <ul style="list-style-type: none"><li>- Note REX 2006 à 2008 : D5330-09-1159</li><li>- Note REX 2009 : D5330-10-1442</li><li>- Note REX 2010 : ECFA116649</li><li>- Note REX 2011 : ECFA121273</li><li>- Note REX 2012 : ECFA132557</li><li>- Note REX 2013 : ECFA142910</li><li>- Note REX 2014 : D305115022116</li><li>- Note REX 2015 : D305116023154</li><li>- Note REX 2016 : D458517024926</li></ul>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 4  
PAGE : 1/14      STANDARD

**1.7.1 TAB 4 : ANALYSE DE CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION AUX PRESCRIPTIONS COMPLEMENTAIRES (Décision n° 2012-DC-0283)**

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de FLAMANVILLE (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n°108 et n°109 et n°167	Conformité EPR	Commentaires
Article 2	Avant le 30 juin 2012, l'exploitant remettra un projet de calendrier de mise en oeuvre de toutes les mesures qu'il a prévues à la suite des évaluations complémentaires de sûreté, telles qu'elles figurent dans le rapport d'évaluation complémentaire de sûreté des installations mentionnées à l'article 1 <sup>er</sup> au regard de l'accident de Fukushima et dans les courriers DPI/DIN/EM/MRC/PC-11/021 et DPI/DIN/EM/MRC/PC-11/022 susvisés, dans le respect des prescriptions fixées dans les annexes à la présente décision. Ce calendrier peut être commun à plusieurs sites. Il définira une date limite de réalisation pour chaque mesure et chaque réacteur. Pour l'INB n°167, le calendrier doit définir des dates limites pour une réalisation antérieure à la mise en service de l'installation telle que définie au I de l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé.	C1	La fiche réponse ECDDA120010 présente le projet de calendrier de mise en oeuvre de toutes les mesures prévues à la suite des évaluations complémentaires de sûreté. Elle a été transmise par courrier ECESN120588.
Article 3	Avant le 31 décembre 2013, l'exploitant remettra à l'ASN un bilan des enseignements qu'il tire de l'accident de Fukushima et en fera des propositions de prise en compte dans les référentiels de sûreté.	C1	EDF a remis à l'ASN le bilan de la prise en compte des enseignements de l'accident de Fukushima dans les référentiels de sûreté via la fiche réponse D305913014099 transmise par courrier D305913014111.

Annexe 2 à la décision n°2011-DC-0283 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté des INB n°108, n°109 et n°167

**Titre III : Maîtrise des risques d'accident**

Chapitre 1 : Généralités





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 4  
PAGE : 2/14      STANDARD

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de FLAMANVILLE (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n°108 et n°109 et n°167	Conformité EPR	Commentaires
INB167-57 ECS-1	<p>I. Avant le 30 juin 2012, l'exploitant proposera à l'ASN un noyau dur de dispositions matérielles et organisationnelles robustes visant, pour les situations extrêmes étudiées dans le cadre des ECS, à :</p> <ol style="list-style-type: none"><li>1. prévenir un accident avec fusion du combustible ou en limiter la progression,</li><li>2. limiter les rejets radioactifs massifs,</li><li>3. permettre à l'exploitant d'assurer les missions qui lui incombent dans la gestion d'une crise.</li></ol>	C1	La note ECESN120385 A détaillant le contenu du Noyau Dur Post-Fukushima a été transmise via le courrier ECESN120588.
INB167-57 ECS-1	<p>II. Dans ce même délai, l'exploitant soumettra à l'ASN les exigences applicables à ce noyau dur. Afin de définir ces exigences, l'exploitant retient des marges significatives forfaitaires par rapport aux exigences applicables au 1<sup>er</sup> janvier 2012. Les systèmes, structures et composants (SSC) faisant partie de ces dispositions doivent être maintenus fonctionnels, en particulier pour les situations extrêmes étudiées dans le cadre des ECS. Ces SSC sont protégés des agressions internes et externes induites par ces situations extrêmes, par exemple : chutes de charges, chocs provenant d'autres composants et structures, incendies, explosions.</p>	C1	La note ENSMDM120025, transmise par le courrier ECESN120588, répond à la présente prescription.
INB167-57 ECS-1	<p>III. Pour ce noyau dur, l'exploitant met en place des SSC indépendants et diversifiés par rapports aux SSC décrits dans le rapport préliminaire de sûreté déposé pour l'obtention de l'autorisation donnée par le décret du 10 avril 2007 susvisé afin de limiter les risques de mode commun. L'exploitant justifie le cas échéant le recours à des SSC décrits dans le rapport préliminaire de sûreté susmentionné.</p> <p>Il décrit dans son dossier de demande d'autorisation de mise en service les SSC composant ce noyau dur ainsi que les exigences auxquelles ils répondent.</p>	C1	<p>De par la conception initiale de l'EPR, qui considère les pertes de source froide et électrique ainsi que l'accident grave, et de par la robustesse aux aléas des équipements nécessaires à la gestion de ces situations, l'EPR dispose de différentes lignes de défense pour la gestion des scénarios de Manque De Tension Généralisé (MDTG) cumulée à une Perte de la Source Froide (PSF). Ainsi, les Systèmes Structures et Composants du Noyau Dur de l'EPR de Flamanville 3 (cf. section 21.1.1 du RDS) sont majoritairement les SSC décrits dans le rapport préliminaire de sûreté.</p> <p>Les exigences associées aux SSC composant ce noyau dur sont décrites au sous-chapitre 21.0.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 4  
PAGE : 3/14      STANDARD

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de FLAMANVILLE (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n°108 et n°109 et n°167	Conformité EPR	Commentaires
INB167-57 ECS-1	<p><b>IV.</b> Dans son dossier de demande d'autorisation de mise en service décrit à l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé, l'exploitant définira toutes les dispositions nécessaires pour assurer le caractère opérationnel de l'organisation et des moyens de crise, y compris en cas d'accident affectant tout ou partie des installations du site de Flamanville. A cet effet, l'exploitant inclura ces dispositions dans le noyau dur défini au <b>I.</b> du présent article, et fixera en particulier, avant le 30 juin 2012, des exigences relatives :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- aux locaux de gestion des situations d'urgence, pour qu'ils offrent une grande résistance aux agressions et qu'ils restent accessibles et habitables en permanence et pendant des crises de longue durée, y compris en cas de rejets radioactifs. Ces locaux devront permettre aux équipes de crise d'assurer le diagnostic de l'état des installations et le pilotage des moyens du noyau dur ;</li><li>- à la disponibilité et à l'opérabilité des moyens mobiles indispensables à la gestion de crise ;</li><li>- aux moyens de communication indispensables à la gestion de crise, comprenant notamment les moyens d'alerte et d'information des équipiers de crise et des pouvoirs publics et, s'ils s'avéraient nécessaires, les dispositifs d'alerte des populations en cas de déclenchement du plan particulier d'intervention en phase réflexe sur délégation du préfet ;</li><li>- à la disponibilité des paramètres permettant de diagnostiquer l'état de l'installation, ainsi que des mesures météorologiques et environnementales (radiologique et chimique, à l'intérieur et à l'extérieur des locaux de gestion des situations d'urgence) permettant d'évaluer et de prévoir l'impact radiologique sur les travailleurs et les populations ;</li><li>- aux moyens de dosimétrie opérationnelle, aux instruments de mesure pour la radioprotection et aux moyens de protection individuelle et collective. Ces moyens seront disponibles en quantité suffisante avant toute mise en service, même partielle, de l'installation.</li></ul>	C1	<p>Les dispositions nécessaires pour assurer le caractère opérationnel de l'organisation et des moyens de crise sont définies dans le chapitre 21.</p> <p>EDF a inclus ces dispositions dans le noyau dur et les exigences relatives ont été fixées dans la note D4550.34-12/2809 transmise via le courrier ECESN120588 et référencée dans la section 21.1.1.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 4

PAGE : 4/14

STANDARD

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de FLAMANVILLE (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n°108 et n°109 et n°167	Conformité EPR	Commentaires
INB167-58 ECS-20	<p>I. Avant le 30 juin 2012, l'exploitant présentera à l'ASN l'instrumentation nécessaire pour mesurer d'une part l'état de la piscine d'entreposage du combustible (température et niveau d'eau de la piscine de désactivation) et d'autre part l'ambiance radiologique du hall du bâtiment combustible.</p> <p>II. Le dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'installation décrit par l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé prendra en compte cette instrumentation.</p>	C1	<p>L'instrumentation du BK a été présentée via la fiche réponse ECESN120591 jointe au courrier ECESN120588.</p> <p>Elle est prise en compte dans la section 21.1.1 pour l'instrumentation appartenant au Noyau Dur (Niveau Piscine BK et Température Piscine BK). L'instrumentation relative à l'ambiance radiologique hall piscine n'appartient pas au Noyau Dur. Elle est prise en compte dans la sous section 9.5.7.1 <i>Système de radioprotection de tranche - KRT</i>.</p>
Chapitre 3 : Maîtrise des autres risques			
INB167-59 ECS-6	<p>I. Avant le 31 décembre 2013 l'exploitant présentera à l'ASN les mesures envisagées pour assurer la protection de l'installation contre le risque d'inondation au-delà du référentiel considéré dans le rapport préliminaire de sûreté de l'INB n°167, en vue de se prémunir de la survenue de situations de perte totale de la source froide ou des alimentations électriques, pour les scénarios au-delà du dimensionnement, notamment :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- pluies majorées,</li><li>- inondation induite par la défaillance d'équipements internes au site sous l'effet d'un séisme.</li></ul> <p>II. Le dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'installation décrit par l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé prendra en compte ces mesures.</p>	C1	<p>La fiche réponse n°13-133, transmise par courrier ECESN131396, traite la première demande de la prescription relative à la présentation des mesures envisagées par EDF pour renforcer la protection des installations vis-à-vis des aléas au-delà du dimensionnement considérés.</p> <p>Ces mesures sont prises en compte dans la section 21.1.2.</p>
INB167-60 ECS-13	<p>Avant le 31 décembre 2012, l'exploitant transmettra à l'ASN une étude des avantages et inconvénients liés à la mise en place d'un système d'arrêt automatique du réacteur sur sollicitation sismique en vue de replier le réacteur dans l'état le plus sûr, en cas de dépassement du niveau de séisme correspondant au spectre d'amplitude moitié du spectre de dimensionnement de l'INB n°167.</p>	C1	<p>La note ENSNDR120120, transmise par courrier ECESN121210, étudie l'intérêt d'un système d'arrêt automatique du réacteur sur séisme.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 4  
PAGE : 5/14      STANDARD

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de FLAMANVILLE (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n°108 et n°109 et n°167	Conformité EPR	Commentaires
INB167-61 ECS-15	<p>Avant le 30 juin 2012, l'exploitant réalisera et remettra à l'ASN une revue globale de la conception actuelle de la source froide vis-à-vis des agressions ayant un impact sur l'écoulement et la qualité de l'eau et du risque de colmatage de la source froide.</p> <p>Le dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'installation décrit par l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé prendra en compte les conclusions de cette revue.</p>	C1	<p>La revue de conception des Sources Froides vis-à-vis des agresseurs ayant un impact sur le transit et la qualité de l'eau brute a été transmise par courrier TSF120480.</p> <p>Les conclusions de cette revue sont prises en compte dans le PUI.</p>
INB167-62 ECS-16	<p>Avant le 31 décembre 2012, l'exploitant présentera à l'ASN les modifications introduites, par rapport au rapport préliminaire de sûreté déposé pour l'obtention de l'autorisation donnée par le décret du 10 avril 2007 susvisé, en vue d'installer des dispositifs techniques de secours permettant d'évacuer durablement la puissance résiduelle en cas de perte de la source froide. Ces dispositifs doivent répondre aux exigences relatives au noyau dur objet de la prescription [ECS-1] ci-dessus.</p> <p>Le dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'installation décrit par l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé prendra en compte ces dispositifs.</p>	C1	<p>La fiche de réponse ECESN121195, transmise par courrier ECESN121210, présente les modifications introduites, par rapport au rapport préliminaire de sûreté, pour répondre aux exigences relatives au noyau dur.</p> <p>Le sous-chapitre 21.1 prend en compte ces dispositifs, à l'exception du dispositif d'appoint ultime, finalement non nécessaire du fait du périmètre du noyau dur.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 4  
PAGE : 6/14      STANDARD

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de FLAMANVILLE (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n°108 et n°109 et n°167	Conformité EPR	Commentaires
INB167-63 ECS-17	<p>Au plus tard le 31 décembre 2013, l'exploitant examine des exigences assignées aux matériels nécessaires à la maîtrise des situations de perte totale de la source froide ou de perte totale des alimentations électriques, en matière de tenue en température, de résistance aux séismes, aux inondations et aux effets induits sur l'installation par ces agressions.</p> <p>Avant le 31 décembre 2013, l'exploitant remettra à l'ASN le bilan de cet examen accompagné des propositions d'évolutions, par rapport au dossier déposé pour l'obtention de l'autorisation donnée par le décret du 10 avril 2007, du référentiel de sûreté et de renforcement de l'installation en découlant, pour faire face à ces situations, en particulier dans les scénarios de longue durée.</p> <p>Le dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'installation décrit par l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé prendra en compte ces évolutions.</p>	C1	<p>La fiche réponse D305913014104, transmise par courrier D305913014111, répond à la présente prescription.</p> <p>Cette fiche réponse ne conduit pas à des évolutions du dossier de demande d'autorisation de mise en service.</p> <p>Néanmoins, le chapitre 21.1.2 justifie la robustesse au séisme de la diversification du système SRU.</p>
INB167-64 ECS-18	<p>Les diesels d'ultime secours, décrits dans le rapport préliminaire de sûreté de Flamanville 3 déposé pour l'obtention de l'autorisation donnée par le décret du 10 avril 2007 susvisé, doivent répondre aux exigences relatives au noyau dur objet de la prescription [ECS-1] ci-dessus.</p>	C1	<p>Les diesels d'ultime secours répondent aux exigences relatives au noyau dur (chapitre 21).</p>
INB167-65 ECS-28	<p>Avant le 30 juin 2012, l'exploitant présentera à l'ASN les systèmes prévus par le rapport préliminaire de sûreté ou les systèmes éventuellement à ajouter devant faire partie du noyau dur pour assurer la maîtrise de la pression dans l'enceinte de confinement en cas d'accident grave. Dans le même délai, l'exploitant transmettra à l'ASN une étude des avantages et inconvénients des différents systèmes possibles.</p>	C1	<p>La fiche réponse ECESN120595, transmise par courrier ECESN120588, répond à la présente prescription.</p> <p>Le chapitre 21 présente la manière dont le noyau dur assure la maîtrise de la pression dans l'enceinte de confinement en cas d'accident grave.</p>

**Titre V : Gestion et élimination des déchets et des combustibles usés d'une installation nucléaire de base**

Chapitre 4 : Prescriptions relatives aux entreposages des déchets et des combustibles usés



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 4  
PAGE : 7/14      STANDARD

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de FLAMANVILLE (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n°108 et n°109 et n°167	Conformité EPR	Commentaires
INB167-66 ECS-23	Avant le 30 juin 2012, l'exploitant remettra à l'ASN une étude des dispositions envisageables, en cas de perte totale des alimentations électriques et de vidange accidentelle, pour mettre en position sûre un assemblage de combustible en cours de manutention dans le bâtiment combustible avant que les conditions d'ambiance ne permettent plus d'accéder aux locaux.	C1	La fiche réponse ECESN120592, transmise par courrier ECESN120588, répond à la présente prescription.
INB167-67 ECS-24	<p>I. Avant le 31 décembre 2012, l'exploitant remettra à l'ASN une étude de l'évolution temporelle du comportement du combustible et de l'eau présents dans la piscine de désactivation du combustible dans des situations de vidange et de perte de refroidissement. L'exploitant y évalue notamment l'ambiance radiologique en situation d'ébullition de la piscine ainsi que les concentrations d'hydrogène par radiolyse potentiellement atteintes en situation de perte de la ventilation du hall du bâtiment 13/16 combustible. A cette échéance, l'exploitant propose, en les justifiant, les dispositions pouvant être mises en oeuvre.</p> <p>II. Le dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'installation décrit par l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé prendra en compte les conclusions de cette étude et les dites dispositions.</p>	C1	<p>La fiche réponse ENFCAE120194, transmise par courrier ECESN121210, répond à la présente prescription.</p> <p>Cette fiche réponse ne conduit pas à des évolutions du dossier de demande d'autorisation de mise en service.</p>

**Titre VI : Gestion des situations d'urgence**

Chapitre 1 : Généralités



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 4  
PAGE : 8/14      STANDARD

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de FLAMANVILLE (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n°108 et n°109 et n°167	Conformité EPR	Commentaires
INB167-68 ECS-35	<p><b>I.</b> Dans son dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'installation, décrit par l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé, l'exploitant définit les actions humaines requises pour la gestion des situations extrêmes étudiées dans les évaluations complémentaires de sûreté. Il vérifie que ces actions sont effectivement réalisables compte tenu des conditions d'interventions susceptibles d'être rencontrées dans de tels scénarios. Il prend notamment en compte la relève des équipes de crise et la logistique nécessaire aux interventions.</p> <p><b>II.</b> Dans son dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'installation, décrit par l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé, l'exploitant transmet à l'ASN la liste des compétences nécessaires à la gestion de crise en précisant si ces compétences sont susceptibles d'être portées par des entreprises prestataires. L'exploitant justifie que son organisation assure la disponibilité des compétences nécessaires en cas de crise, y compris en cas de recours à des entreprises prestataires.</p> <p><b>III.</b> Dans l'année précédant la mise en service, même partielle, de l'installation, l'exploitant assure au personnel concerné une formation et une préparation visant à les mobiliser et à les faire intervenir au cours d'une situation accidentelle particulièrement stressante. Il s'assure que les entreprises prestataires susceptibles d'intervenir dans la gestion de crise adoptent des exigences similaires concernant la préparation et la formation de leurs personnels. Les caractéristiques de cette formation ainsi que sa périodicité sont décrites dans le dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'installation décrit par l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé.</p> <p><b>IV.</b> Dans son dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'installation, décrit par l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé, l'exploitant définit des dispositions de prise en charge sociale et psychologique des équipiers de crise, en prenant en compte l'environnement familial, mises en oeuvre en cas de situation accidentelle particulièrement stressante pour assurer</p>	C1 C1 C2 C1	<p>Le chapitre 21 du RDS répond aux points <b>I.</b> et <b>III.</b> de la présente prescription.</p> <p>Le PUI répond aux points <b>II.</b> et <b>IV.</b> de la présente prescription.</p> <p>De manière plus précise :</p> <p>– pour les points II et III,</p> <p>A/ Chaque année, conformément à la prescription N° 107 du PUI (D455113001867) appliquée par le site de Flamanville 3, les agents créant une fonction dans l'organisation PUI participent à des exercices. En particulier, à l'arrivée du premier élément combustible sur FLA3, chaque membre de PC aura réalisé à minima un exercice de crise. Ces exercices permettent aux agents de maintenir et développer les compétences nécessaires à l'utilisation des matériels et des locaux en situation de crise.</p> <p>B/ Le PUI du site ne fait pas appel à des prestataires.</p> <p>C/ La note D455016015235 ind 0 définit l'orientation standard pour la formation et le maintien des compétences des équipiers de crises locaux.</p> <p>– Pour le point IV, relatif aux dispositions de prise en charge sociale et psychologique des équipiers de crise, le courrier D40081011130727 (FQR ECS35.III ref D455034132329 et FQR ECS35.IV ref D40081011130642), complété par le courrier D305116025060 (FQR D455016008193), donne les éléments de réponses contribuant à la prise en compte de la prise en charge sociale et psychologique des équipiers de crise. Le CNPE de Flamanville intégrera, le cas échéant, les conclusions issues des travaux en cours sur la « gestion du stress et prise en charge sociale et psychologique des équipiers de crise ».</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 4  
PAGE : 9/14      STANDARD

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de FLAMANVILLE (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n°108 et n°109 et n°167	Conformité EPR	Commentaires
	des conditions de travail permettant une gestion de la crise aussi efficace que possible.		
<b>Titre VII : Information des autorités, des collectivités territoriales, des associations, du public</b>			
Chapitre 2 : Information des pouvoirs publics			
INB167-69	A compter du 30 juin 2012, le rapport trimestriel décrit dans la prescription [INB167-48] de la décision de l'ASN n°2008-DC-0114 précitée est complété par un état d'avancement des actions prévues pour répondre aux prescriptions de la présente annexe et de celles annoncées dans le calendrier prévu pour répondre à l'article 2 de la présente décision.	C1	Le rapport trimestriel est complété par l'état d'avancement des actions prévues pour répondre aux prescriptions de la présente annexe et de celles annoncées dans le calendrier prévu pour répondre à l'article 2 de la présente décision.
Annexe 3 à la décision n°2012-DC-0283 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté des INB n°108, n°109 et n°167			
<b>Titre III : Maîtrise des risques d'accident</b>			
Chapitre 3 : Maîtrise des autres risques			





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 4  
PAGE : 10/14      STANDARD

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de FLAMANVILLE (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n°108 et n°109 et n°167	Conformité EPR	Commentaires
FLA-144 ECS-14	<p>I. Au plus tard le 31 décembre 2013, l'exploitant complète ses études actuelles par la prise en compte du risque créé par les activités situées à proximité de ses installations, dans les situations extrêmes étudiées dans le cadre des évaluations complémentaires de sûreté, et en relation avec les exploitants voisins responsables de ces activités (installations nucléaires, installations classées pour la protection de l'environnement ou autres installations susceptibles de présenter un danger). A cette échéance, l'exploitant propose les éventuelles modifications à apporter à ses installations ou leurs modalités d'exploitation résultant de cette analyse.</p> <p>II. Au plus tard le 31 décembre 2013, l'exploitant prend toutes les dispositions, par exemple au moyen de conventions ou de systèmes de détection et d'alerte, pour être rapidement informé de tout événement pouvant constituer une agression externe envers ses installations, pour protéger son personnel contre ces agressions et pour assurer une gestion de crise coordonnée avec les exploitants voisins.</p> <p>III. Au plus tard le 31 décembre 2013, l'exploitant révisé l'organisation mise en place en application de prescription [EDF-FLA-7] afin d'intégrer les modifications résultant du I. de la présente prescription.</p>	C1	La fiche réponse D4550.34.13/5485, transmise par courrier ECESN131396, répond à la présente prescription.

**Titre VI : Gestion des situations d'urgence**

Chapitre 1 : Généralités



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 4  
PAGE : 11/14      STANDARD

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de FLAMANVILLE (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n°108 et n°109 et n°167	Conformité EPR	Commentaires
FLA-145 ECS-31	<p>Avant le 31 décembre 2012, l'exploitant transmet à l'ASN un dossier présentant les modifications prévues en vue d'assurer sur son site, en cas de rejets de substances dangereuses ou d'ouverture du système d'éventage-filtration (U5) d'une des INB n° 108 ou n°109, la conduite et la surveillance de l'ensemble des installations du site jusqu'à l'atteinte d'un état sûr durable, ainsi que le calendrier de déploiement associé.</p> <p>Pour l'INB n°167, le dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'installation décrit par l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé prendra en compte les moyens à mettre en oeuvre en conséquence.</p>	C1	<p>Les fiches réponses EMEEM120106, transmise par courrier EMESN121854, et D4550.34.13/5485, transmise par courrier ECESN131396, répondent à la présente prescription.</p> <p>Elles n'identifient pas de moyens supplémentaires sur la tranche de Flamanville 3 par rapport au Rapport Préliminaire de Sûreté.</p>
FLA-146 ECS-32	<p>Avant le 31 décembre 2012, l'exploitant renforcera ses dispositions matérielles et organisationnelles pour prendre en compte les situations accidentelles affectant simultanément tout ou partie des installations du site.</p> <p>Au plus tard au dépôt du dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'INB n°167 décrit par l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé, l'exploitant révisera ces dispositions et les intégrera à la demande de mise en service de l'installation.</p>	C1	<p>Le PUI intègre ces dispositions : gestion multipaliers sur le PUI de Flamanville, et mise en place de la FARN.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 4  
PAGE : 12/14      STANDARD

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de FLAMANVILLE (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n°108 et n°109 et n°167	Conformité EPR	Commentaires
FLA-147 ECS-34	<p>L'exploitant veille à la mise à jour tous les 5 ans des conventions qu'il passe avec les centres hospitaliers voisins. Ces conventions sont testées régulièrement lors d'exercices de crise.</p> <p>A échéance du dépôt du dossier de demande de mise en service de l'INB n°167, décrit à l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé, l'exploitant mettra à jour ces dispositions.</p>	C1	Les conventions ont été mises à jour en amont du dépôt du dossier de demande de mise en service de l'INB n°167. Ces conventions sont testées régulièrement.
FLA-148 ECS-36	<p>I. Avant le 30 juin 2012, l'exploitant présentera à l'ASN les mesures qu'il prévoit afin de disposer d'équipes spécialisées capables d'intervenir pour assurer la relève des équipes de quart et mettre en oeuvre des moyens d'intervention d'urgence en moins de 24 heures, avec un début des opérations sur site dans un délai de 12 heures après leur mobilisation. Ce dispositif peut être commun à plusieurs sites nucléaires de l'exploitant.</p> <p>Ces équipes doivent être dimensionnées pour intervenir sur l'ensemble des réacteurs du site et disposer d'outils de mesures pouvant être déployés à leur arrivée. L'exploitant précisera l'organisation et le dimensionnement de ces équipes, et notamment :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- les critères d'activation,</li><li>- les missions qui leur incombent,</li><li>- les moyens matériels et humains dont elles disposent,</li><li>- les équipements de protection individuelle,</li><li>- le système mis en place pour assurer la maintenance de ces moyens matériels ainsi que leur opérabilité et disponibilité permanentes,</li><li>- les formations de leurs personnels et le processus de maintien des compétences.</li></ul> <p>III. Au 31 décembre 2012, ce dispositif est projetable pour intervenir sur un réacteur du site et aura une capacité d'intervention simultanée sur les deux INB n°108 et 109 fin 2014 et sur les trois INB du site avant toute mise en service, même partielle, de l'INB n°167.</p>	C1	EDF a présenté, en réunion du 31/03/12 à l'ASN, la FARN, qui répond à ces demandes (voir CODEP-DEU/2012-024285).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 4  
PAGE : 13/14      STANDARD

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de FLAMANVILLE (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n°108 et n°109 et n°167	Conformité EPR	Commentaires
	IV. Avant le 30 juin 2012, l'exploitant présentera également les dispositions permettant d'adapter le dispositif à des interventions simultanées sur plusieurs de ses sites nucléaires.		

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de FLAMANVILLE (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n°108 et n°109 et n°167	Conformité EPR	Commentaires
FLA-149 ECS-30	<p>I. L'exploitant vérifie que les locaux de gestion des situations d'urgence résistent à une inondation en cas d'atteinte de la cote majorée de sécurité de l'INB n°167. Avant le 30 juin 2012, il présente à l'ASN les conclusions de cette vérification et les modifications envisagées si nécessaires. Avant le 30 juin 2013, il réalisera, le cas échéant, les travaux de renforcement nécessaires.</p> <p>L'exploitant vérifie que les locaux de gestion des situations d'urgence résistent au séisme majoré de sécurité de l'INB n°167. Avant le 30 juin 2012, il présente à l'ASN les conclusions de cette vérification et les modifications envisagées si nécessaire. Avant le 31 décembre 2015, il réalisera, le cas échéant, les aménagements nécessaires. En complément, l'exploitant définira avant fin 2012, et mettra en oeuvre 16/16 avant fin 2013, des mesures compensatoires permettant d'assurer la gestion d'une crise éventuelle faisant suite à un séisme.</p> <p>II. Au plus tard le 30 juin 2012, l'exploitant met en place des moyens de communication autonomes permettant un contact direct du site avec l'organisation nationale de crise visée dans la directive interministérielle du 7 avril 2005.</p> <p>III. Au plus tard le 30 juin 2013, l'exploitant stocke ses moyens mobiles nécessaires à la gestion de crise dans des locaux ou sur des zones adaptées résistant au séisme majoré de sécurité de l'INB n°167 et à une inondation en cas d'atteinte de la cote majorée de sécurité de l'INB n°167.</p>	C1	Les points I., II., III. et IV. sont couverts par les chapitres 13.5 et 21 du RDS. Le chapitre 21 comprend notamment la présentation du CCL et la justification de sa robustesse.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 4

PAGE : 14/14

STANDARD

IV. A échéance du dépôt du dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'INB n°167, l'exploitant mettra à jour les dispositions prises au titre du II et du III pour y inclure l'INB n°167 en fonctionnement. Dans le dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'INB n°167, l'exploitant décrira les dispositions prises au titre du II et du III propres à l'INB n°167 et démontrera que l'ajout éventuel de moyens complémentaires se fait dans le respect des II. et III. de la présente prescription.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 5  
PAGE : 1/8              STANDARD

**1.7.1 TAB 5 : ANALYSE DE CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION AUX PRESCRIPTIONS COMPLEMENTAIRES (Décision n° 2014-DC-0403)**

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n°2012-DC-0283 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
Article 1er	La présente décision fixe, après analyse des dossiers des 29 avril 2013 et 3 mai 2013 susvisés des prescriptions complémentaires auxquelles doit satisfaire Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA), dénommée ci-après l'exploitant, pour l'exploitation des INB nos 108, 109 et 167 du site électronucléaire de Flamanville (Manche). Ces prescriptions sont définies en annexe.	SO	
Article 2	Le dossier de demande de mise en service de l'INB n°167 prévu à l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé décrira et justifiera les dispositions la concernant visant à répondre aux prescriptions fixées en annexe 2 à la présente décision.	C1	Voir ci-après.
Article 3	Jusqu'à l'achèvement complet des actions permettant de satisfaire aux prescriptions en annexe à la présente décision, l'exploitant présente à l'Autorité de sûreté nucléaire et rend publiques, au plus tard le 30 juin de chaque année, les actions mises en oeuvre au cours de l'année passée pour respecter les prescriptions et les échéances objets de l'annexe à la présente décision, ainsi que les actions qui restent à effectuer. Cette présentation peut être effectuée dans le rapport annuel d'information du public prévu par l'article L. 125-15 du code de l'environnement.  L'exploitant informe l'ASN de toute difficulté qui pourrait remettre en cause le respect des échéances associées aux actions précitées.	SO	L'autorité de sûreté nucléaire est informée chaque année par EDF des actions mises en oeuvre au cours de l'année passée pour respecter les prescriptions et les échéances objets de l'annexe à la présente décision, les actions qui restent à effectuer, ainsi que les éventuelles difficultés associées.

**Titre III : Maîtrise des risques d'accident**

Chapitre 1er : Généralités



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 5  
PAGE : 2/8              STANDARD

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n°2012-DC-0283 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
INB167-70 ECS-ND1	<p>I. Le <i>noyau dur</i> vise à prévenir la fusion du coeur lors de <i>situations noyau dur</i>. Pour le refroidissement du coeur et l'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement du bâtiment réacteur lorsque le circuit primaire est pressurisable, le <i>noyau dur</i> permet des stratégies de conduite privilégiant le refroidissement par les circuits secondaires en conservant l'intégrité du circuit primaire principal.</p> <p>II. Pour limiter les rejets radioactifs en <i>situations noyau dur</i>, le <i>noyau dur</i> permet le maintien de l'intégrité de la troisième barrière de confinement et la prévention des situations de bipasse de cette barrière. Les dispositions du <i>noyau dur</i> retenues par l'exploitant pour limiter les rejets radioactifs prennent en compte les cas de fusion totale du coeur et de percement de la cuve à la suite de <i>situations noyau dur</i>.</p>	C1	La section 21.1.1 <i>Analyse fonctionnelle</i> du Rapport de Sûreté répond à la présente prescription.
INB167-71 ECS-ND2	Le <i>noyau dur</i> permet d'éviter le dénoyage des assemblages combustibles dans la piscine d'entreposage et les compartiments de manutention des assemblages combustibles, pour les <i>situations noyau dur</i> .	C1	La section 21.1.1 <i>Analyse fonctionnelle</i> du Rapport de Sûreté répond à la présente prescription.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 5  
PAGE : 3/8              STANDARD

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n°2012-DC-0283 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
INB167-72 ECS-ND3	<p>Les dispositions matérielles et organisationnelles, dont l'instrumentation mise en oeuvre dans le cadre du <i>noyau dur</i>, permettent d'activer la mise en oeuvre du <i>noyau dur</i> et de conduire l'installation dans les <i>situations noyau dur</i>, en particulier :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- de mesurer les paramètres d'état de la chaudière et des piscines nécessaires à la gestion des <i>situations noyau dur</i> en diagnostiquant l'état des barrières de confinement, y compris les circuits d'extension de la troisième barrière de confinement dont la surveillance est nécessaire ;</li><li>- de connaître l'état des fonctions nécessaires à la gestion du <i>noyau dur</i> ;</li><li>- de déterminer les conditions d'intervention des travailleurs dans l'installation.</li></ul> <p>Ces dispositions doivent également permettre de disposer, dans des délais compatibles avec les besoins de la gestion de crise, de données permettant de caractériser les rejets radioactifs et les conséquences dans l'environnement.</p>	C1	La section 21.1.1 <i>Analyse fonctionnelle</i> du Rapport de Sûreté répond à la présente prescription.
INB167-73 ECS-ND4	<p>L'exploitant justifie dans le dossier de demande de mise en service de l'installation prévu par l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé le niveau de fiabilité de l'alimentation électrique, de la distribution électrique et du contrôle commande en <i>situations noyau dur</i>.</p>	C1	<p>Le Contrôle Commande valorisés en situation Noyau Dur est constitué des automates et IHM secouru par les batteries [ ] et Diesels SBO, considérés dans les transitoires de MDTG du référentiel de conception.</p> <p>A ce titre, un niveau de fiabilité adéquate de la ligne Noyau Dur est assurée, pour le contrôle commande :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- par la fiabilisation de chacune des lignes de défense en profondeur et des systèmes de contrôle-commande sur lesquels ils s'appuient pris isolément (redondance, diversification de certaines fonctions de protection),</li><li>- par une indépendance adéquate des lignes de défense entre elles de par l'organisation structurelle des systèmes et équipements de contrôle-commande.</li></ul> <p>L'application du concept de défense en profondeur pour le contrôle commande est rappelée au sous-chapitre 7.1.</p>





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 5  
PAGE : 4/8              STANDARD

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n°2012-DC-0283 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
			<p>En ce qui concerne la fiabilité des alimentations électriques et de l'architecture électrique, les tableaux et alimentations électriques valorisés pour le Noyau Dur correspondent aux tableaux et diesels valorisés dans la situation de MDTG du référentiel de conception. A ce titre, ces éléments affichent un niveau de fiabilité et une indépendance adéquate vis-à-vis des autres lignes de défense.</p> <p>Ainsi, les diesels SBO sont diversifiés par rapport aux diesels principaux. Il en est de même pour les tableaux LH/LJ (cf. sous-chapitre 8.3).</p>
INB167-74 ECS-ND5	<p>Avant le 30 juin 2014, l'exploitant transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire les fonctions assurées par le <i>noyau dur</i> ainsi qu'une liste des systèmes, structures et composants (SSC) permettant d'assurer ces fonctions. Dans cette liste, l'exploitant distingue les SSC nouveaux des SSC existants.</p> <p>Les SSC constituant ce <i>noyau dur</i> sont des éléments importants pour la protection (EIP). Les fonctions du <i>noyau dur</i> sont assurées par des SSC ayant fait l'objet de la qualification décrite au II de l'article 2.5.1 de l'arrêté du 7 février 2012 susvisé pour les <i>situations noyau dur</i>.</p> <p>Les SSC dont le fonctionnement ou l'intégrité est nécessaire aux fonctions du <i>noyau dur</i> respectent les exigences applicables aux SSC du <i>noyau dur</i>, pour les situations où ils sont requis.</p> <p>Les points de raccordement sur les SSC fixes de l'installation des moyens mobiles prévus pour la gestion des <i>situations noyau dur</i>, demeurent ou peuvent être rendus accessibles et fonctionnels à la suite d'<i>agressions externes retenues pour le noyau dur</i>.</p>	C1	Les documents ECESN120385 ind. C et ECESN140596 ind. A, transmis par courrier ECESN140688, ainsi que le chapitre 21 du RDS, répondent à la présente prescription.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 5  
PAGE : 5/8              STANDARD

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n°2012-DC-0283 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
INB167-75 ECS-ND7	<p>L'aléa sismique, à prendre en compte pour les SSC du <i>noyau dur</i>, défini par un spectre de réponse, doit :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- être enveloppe du séisme majoré de sécurité (SMS) de site, majoré de 50% ;</li><li>- être enveloppe des spectres de site définis de manière probabiliste avec une période de retour de 20 000 ans ;</li><li>- prendre en compte, pour sa définition, les effets de site particuliers et notamment la nature des sols.</li></ul> <p>Pour les SSC nouveaux du <i>noyau dur</i>, l'exploitant retient un spectre majoré par rapport au spectre de réponse défini ci-dessus.</p>	C1	Le sous-chapitre 21.0 répond à la présente prescription.
INB167-76 ECS-ND8	<p>I. Avant le 30 juin 2014, l'exploitant transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire, pour les <i>agressions externes retenues pour le noyau dur</i> autres que le séisme et l'inondation, ainsi que les autres agressions externes y compris les températures et les précipitations extrêmes, les hypothèses et modalités prises en compte pour la conception des SSC nouveaux et la vérification des SSC existants du <i>noyau dur</i>. Pour les SSC nouveaux, ces hypothèses présentent des marges renforcées.</p> <p>II. Avant le 30 juin 2014, l'exploitant transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire la méthodologie et sa justification pour le traitement des risques d'effets induits sur le <i>noyau dur</i> par la défaillance de SSC n'appartenant pas au <i>noyau dur</i> à la suite d'<i>agressions externes retenues pour le noyau dur</i>.</p>	C1	Les fiches réponses D305914010496 et D305914011745, transmises par courrier ECESN140688, répondent à la présente prescription.  Les effets induits sont présentés dans le chapitre 21.1.2 du RDS.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 5  
PAGE : 6/8              STANDARD

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n°2012-DC-0283 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
INB167-77 ECS-ND9	<p>Pour la conception des SSC nouveaux du <i>noyau dur</i>, l'exploitant utilise des règles de conception et de construction codifiées ou, à défaut, conformes à l'état de l'art. Il démontre l'intégrité et la fonctionnalité de ces SSC au regard de la situation traitée.</p> <p>Les SSC nouveaux du <i>noyau dur</i> non substituables par d'autres moyens font l'objet d'exigences de conception et de fabrication renforcées pour leur assurer un haut niveau de fiabilité pour remplir leurs fonctions de sûreté pour toutes les phases d'un accident, tant qu'ils sont nécessaires.</p> <p>Pour les SSC existants dont la justification en <i>situations noyau dur</i> ne pourrait être acquise sur la base des règles de conception et de construction codifiées ou, à défaut, conformes à l'état de l'art, il justifie ces SSC sur la base de méthodes déterministes réalistes ; il utilise en tout état de cause des critères garantissant la fonctionnalité des SSC vis-à-vis des missions qu'ils ont à accomplir en <i>situations noyau dur</i>. Dans les cas où la justification sur la base de ces méthodes n'est pas acquise, l'exploitant étudie le remplacement ou le renforcement de ces SSC.</p>	C1	Le chapitre 21 <i>Noyau Dur Post-Fukushima</i> du Rapport de Sûreté répond à la présente prescription.
INB167-78 ECS-ND10	Avant le 30 juin 2014, l'exploitant transmet à l'ASN un dossier de synthèse des options de conception, de vérification, de fabrication, de contrôle, d'essai, de qualification et de suivi en service qu'il retient pour assurer la disponibilité élevée des fonctions du <i>noyau dur</i> dans les <i>situations noyau dur</i> avec un haut niveau de confiance.	C1	La fiche réponse D305914010824, transmise par courrier ECESN140688, répond à la présente prescription.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 5  
PAGE : 7/8              STANDARD

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n°2012-DC-0283 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
INB167-79 ECS-ND11	<p>I. L'exploitant définit la durée de mission des SSC nouveaux du <i>noyau dur</i>.</p> <p>II. Avant le 30 juin 2014, l'exploitant définit, justifie et transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire les exigences qu'il retient pour la gestion des <i>situations noyau dur</i> au-delà de la durée de mission prise en compte pour le <i>noyau dur</i>.</p> <p>Avant le 30 juin 2015, l'exploitant définit, justifie et transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire les dispositions qu'il retient pour la gestion des <i>situations noyau dur</i> au-delà de la durée de mission prise en compte pour le <i>noyau dur</i>.</p>	C1	Les fiches réponses D305914008313, transmise par courrier ECESN140688, ainsi que D305914008313 et D305115059637, transmises par courrier D305115059641, répondent à la présente prescription.
INB167-80 ECS-ND12	<p>Avant le 30 juin 2015, l'exploitant identifie les situations que le <i>noyau dur</i> et les modes de conduite associés, en y incluant l'appui des équipes mentionnées à la prescription [ECS-36] de la décision du 26 juin 2012 susvisée, permettent de couvrir au-delà des <i>situations noyau dur</i>, dans le cas d'agressions externes ou internes extrêmes ou de leurs effets induits.</p> <p>Au préalable, l'exploitant propose, avant le 30 juin 2014, une démarche à cet effet.</p>	C1	Les fiches réponses D305914008423, transmise par courrier ECESN140688, et D305115061390, transmise par courrier D305115059641, répondent à la présente prescription.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 5  
PAGE : 8/8              STANDARD

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n°2012-DC-0283 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
INB167-81 ECS-ND13	<p>Avant le 30 juin 2014, l'exploitant communique son programme de travail concernant les dispositions propres à assurer la chute des grappes de commande en vue de la maîtrise de la réactivité à la suite d'<i>agressions externes retenues pour le noyau dur</i> et un bilan de l'avancement de ce programme.</p> <p>Avant le 31 décembre 2014, l'exploitant transmet à l'ASN le descriptif des dispositions propres à assurer la chute des grappes à la suite d'<i>agressions externes retenues pour le noyau dur</i> en précisant les SSC devant être inclus dans le <i>noyau dur</i>.</p>	C1	Les fiches réponses D305914009840, transmise par courrier ECESN140688, et D305115063281, transmise par courrier D305115063283, répondent à la présente prescription.
INB167-82 ECS-ND14	<p>Avant le 31 décembre 2015, l'exploitant transmet à l'ASN l'étude de la résistance structurelle de la piscine d'entreposage et des compartiments de manutention des assemblages combustibles aux <i>agressions externes retenues pour le noyau dur</i>.</p> <p>Il transmet, dans les mêmes délais, le descriptif des éventuelles modifications nécessaires pour garantir leur résistance.</p>	C1	La fiche réponse D305115116283, transmise par courrier D305115119120, répond à la présente prescription.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 6  
PAGE : 1/119      STANDARD

**1.7.1 TAB 6 : ANALYSE DE CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION AUX RECOMMANDATIONS DES DIRECTIVES TECHNIQUES**

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	<p>Ces directives techniques présentent l'opinion du Groupe Permanent chargé des Réacteurs nucléaires (GPR) concernant la philosophie et l'approche de sûreté ainsi que les exigences générales de sûreté à appliquer pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires de type REP (réacteurs nucléaires à eau pressurisée), en supposant que la construction des premières tranches de cette génération démarre au début du XXI<sup>e</sup> siècle. Ces directives techniques sont fondées sur un travail en commun de l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire français (IPSN) et de la Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit allemande (GRS). De plus, ces directives techniques ont été discutées de manière approfondie avec les membres de la commission de sûreté allemande RSK (Reaktor Sicherheitskommission) jusqu'à la fin de 1998 et avec des experts allemands au-delà de cette date.</p>	-	
	<p>Le contexte de ces directives techniques doit être clairement compris. Face à la situation présente de l'énergie nucléaire dans le monde, les différents concepteurs de chaudières nucléaires développent de nouveaux produits, tous affichant leur intention d'obtenir un niveau de sûreté accru, par différents moyens. Le GPR estime que, pour l'exploitation d'une nouvelle série de tranches nucléaires au début du prochain siècle, la bonne voie est de déduire la conception de ces tranches de la conception des tranches existantes de manière "évolutionnaire", en prenant en compte l'expérience d'exploitation et les études approfondies menées pour ces tranches. Néanmoins, l'introduction de dispositions innovantes doit aussi être considérée dans le cadre de la conception de la nouvelle génération de tranches, en particulier pour prévenir et maîtriser les accidents graves.</p>	C1	3.1.1 Objectifs et principes de sûreté.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 2/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	<p>Le GPR souligne ici qu'une amélioration significative de la sûreté de la prochaine génération de tranches nucléaires est nécessaire au stade de la conception, par rapport aux tranches existantes. Si la recherche d'amélioration est une préoccupation permanente dans le domaine de la sûreté, la nécessité d'un saut important au stade de la conception résulte clairement d'une meilleure considération des problèmes liés aux accidents graves, non seulement à court terme mais aussi à long terme, dus à la contamination possible de surfaces étendues par des radionucléides à longue vie tels que le césium ; pour les tranches existantes, des améliorations sont mises en place sur une base pragmatique en tenant compte des limitations de leur conception, dans le cadre du processus normal de réexamen périodique de la sûreté des tranches.</p>	C1	3.1.1 Objectifs et principes de sûreté.
	<p>Le GPR croit qu'un saut significatif au stade de la conception est possible dans une voie "évolutionnaire" si l'attention nécessaire est portée aux leçons tirées de l'expérience d'exploitation et des études probabilistes réalisées pour les tranches existantes aussi bien qu'aux résultats des recherches en sûreté, notamment sur les accidents graves, avec l'objectif d'obtenir une réduction des probabilités d'occurrence calculées et des rejets accidentels de matières radioactives calculés. Les travaux de recherche et développement réalisés au stade de la conception (puis en cours d'exploitation) contribueront également à l'amélioration de la sûreté ou à la validation du comportement des systèmes et des tranches.</p>	C1	3.1.1 Objectifs et principes de sûreté.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 3/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
A.1.1	<p><b>A - PRINCIPES DE SURETE</b></p> <p><b>A.1 - Approche générale de sûreté</b></p> <p>L'amélioration significative de la sûreté, par rapport aux tranches existantes, de la prochaine génération de tranches nucléaires est précisée par les objectifs présentés ci-après.</p> <p><b>A.1.1 - Objectifs généraux de sûreté</b></p> <p><b>a)</b> Pour l'exploitation normale et les incidents d'exploitation, un objectif est de réduire les doses individuelles et collectives reçues par les travailleurs, qui sont fortement liées aux activités de maintenance et d'inspection en service. La réduction de l'exposition des travailleurs doit être recherchée par un processus d'optimisation tenant compte des données acquises par l'expérience d'exploitation. Il convient aussi de considérer la limitation des rejets radioactifs dans le cadre des contraintes de doses correspondantes, ainsi que la réduction des quantités et des activités des déchets radioactifs..</p>	C1	3.1.1 Objectifs et principes de sûreté. 12.4 Prévisionnel dosimétrique
A.1.1	<p><b>b)</b> Un autre objectif est de réduire le nombre des incidents significatifs, ce qui implique de rechercher des améliorations des équipements et systèmes utilisés en fonctionnement normal, dans le but de réduire les fréquences des transitoires et des incidents et donc de limiter les possibilités d'apparition de situations accidentelles à partir de tels événements.</p>	C1	3.1.1 Objectifs et principes de sûreté. 15.0 Hypothèses et exigences pour les études de fonctionnement de référence. 18 Etude Probabiliste de Sûreté.
A.1.1	<p><b>c)</b> Une réduction significative de la fréquence globale de fusion du cœur doit être obtenue pour les tranches nucléaires de la prochaine génération. La mise en œuvre d'améliorations de la défense en profondeur de ces tranches devrait conduire à l'obtention d'une fréquence globale de fusion du cœur inférieure à <math>10^{-5}</math> par année réacteur, en tenant compte des incertitudes et de tous les types de défaillances et d'agressions.</p>	C1	18.1 Etudes probabilistes de sûreté niveau 1. 18.3 Etudes probabilistes de sûreté agressions.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 4/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
A.1.1	<b>d)</b> De plus, un objectif important est d'obtenir une réduction significative des rejets radioactifs pouvant résulter de toutes les situations d'accident concevables, y compris les accidents avec fusion du cœur.	C1	15.3 Conséquences radiologiques. 19.1.4 Conséquences radiologiques. 19.2.3 Aspects radiologiques des accidents de fusion du cœur.
A.1.1	Pour les situations d'accidents sans fusion du cœur, il ne doit pas y avoir de nécessité de mesures de protection des populations vivant dans le voisinage de la centrale endommagée (pas d'évacuation, pas de mise à l'abri).	C1	15.3 Conséquences radiologiques. 19.1.4 Conséquences radiologiques.
A.1.1	Les accidents avec fusion du cœur qui conduiraient à des rejets précoces importants doivent être "pratiquement éliminés" : s'ils ne peuvent pas être considérés comme physiquement impossibles, des dispositions de conception doivent être prises pour les exclure. Cet objectif concerne en particulier les accidents avec fusion du cœur en pression.	C1	19.2.4 Situations pratiquement éliminées.
A.1.1	Les séquences avec fusion du cœur à basse pression doivent être traitées de telle sorte que les rejets maximaux concevables associés ne nécessitent que des mesures de protection des populations très limitées en termes d'étendue et de durée. Ceci se traduirait par l'absence de relogement permanent, l'absence de nécessité d'évacuation d'urgence au-delà du voisinage immédiat de la tranche, une mise à l'abri limitée, l'absence de restrictions à long terme de la consommation des produits alimentaires.	C1	19.2.3 Aspects radiologiques des accidents de fusion du cœur.
A.1.2	<b>A.1.2 Le principe de "défense en profondeur"</b>  Le principe de "défense en profondeur" reste le principe fondamental de sûreté pour les tranches nucléaires de la prochaine génération, avec la mise en œuvre de plusieurs niveaux de protection incluant des barrières successives contre le rejet de substances radioactives dans l'environnement. Ce principe doit être utilisé pour démontrer que les trois fonctions fondamentales de sûreté - maîtrise de la réactivité, refroidissement du combustible et confinement des substances radioactives - sont correctement assurées. Le but est d'assurer la protection des personnes du public et des travailleurs. Ceci inclut aussi bien la prévention des accidents que la limitation de leurs conséquences.	C1	3.1.1 Objectifs et principes de sûreté.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 5/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
A.1.2	Pour la prochaine génération de tranches nucléaires, les objectifs généraux de sûreté énoncés dans la section <b>A.1.1</b> impliquent de renforcer la "défense en profondeur" de ces tranches par rapport aux tranches existantes ; ces objectifs demandent notamment de considérer de façon plus étendue les possibilités de défaillances multiples et de recourir à des moyens diversifiés pour accomplir les trois fonctions fondamentales de sûreté mentionnées ci-dessus ; ils demandent également une amélioration substantielle de la fonction de confinement, en considérant en particulier les différentes défaillances possibles de cette fonction pour les situations avec fusion du cœur.	C1	3.1.1 Objectifs et principes de sûreté. 18 Etude probabiliste de sûreté. 19.1 Etudes RRC-A. 19.2 Etudes RRC-B.
A.1.2	Les résultats de l'expérience d'exploitation de même que les résultats d'études approfondies telles que les études probabilistes de sûreté réalisées pour les réacteurs à eau pressurisée et les progrès dans la connaissance des phénomènes physiques qui peuvent intervenir au cours du développement de situations accidentelles, en particulier des situations avec fusion du cœur, doivent être pris en compte.	C1	1.5 Evaluation du programme de R&D. 18 Etudes probabilistes de sûreté. 19.2 Etudes RRC-B.
A.1.2	Il est souligné qu'une réduction des fréquences d'occurrence des accidents (y compris des accidents avec fusion du cœur) doit être obtenue en réduisant les fréquences d'occurrence des événements initiateurs et en améliorant encore la disponibilité des systèmes de sûreté.	C1	3.1.1.2.8.2. La prise en compte et la valorisation du retour d'expérience. 18 Etude Probabiliste de Sûreté.
A.1.2	En particulier, une attention spécifique doit être accordée au stade de la conception aux états d'arrêt et notamment aux modes opératoires spécifiques nécessités par les actions réalisées dans les périodes d'arrêt.	C1	13.2 Principes d'exploitation. 15.2 Etudes d'accidents. 18 Etudes probabilistes de sûreté.
A.1.2	Il est également souligné que la qualité de la conception, de la fabrication, de la construction et de l'exploitation est essentielle pour la sûreté dans le cadre du premier niveau de la défense en profondeur. La qualité doit être obtenue et démontrée notamment par un ensemble adéquat d'exigences pour la conception, la fabrication, la construction, la mise en service et l'exploitation aussi bien que par l'assurance de la qualité.	C1	3.1 Principes généraux de sûreté. 3.2 Classement des ouvrages, matériels et systèmes. 3.7.1 Qualification des EIPs aux conditions accidentelles. 14 Essais de démarrage de la centrale. 16 Management de la qualité.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
 TABLEAU : 6  
 PAGE : 6/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
A.1.2	De plus, il convient de considérer de façon appropriée au stade de la conception les possibilités d'inspection et de test des équipements de même que les possibilités de remplacement de certains équipements, en considérant que les activités de maintenance et de test sont essentielles pour maintenir la sûreté de la tranche tout au long de son exploitation.	C1	5.2.5 Inspection en service des circuits primaires et secondaires principaux. 6.5 Principes d'inspection en service (hors CPP/CSP). 10.5.3.1.3. Surveillance en exploitation. 13.2.2 Principes de maintenance préventive. Chaque chapitre système aborde le programme de surveillance en exploitation et de maintenance du système traité.
A.1.3	<b>A.1.3 - Stratégie générale relative aux accidents graves</b> Les objectifs généraux énoncés dans la section <b>A.1.1</b> ont les implications générales suivantes pour ce qui concerne les accidents graves. <b>a) "Élimination pratique" des situations accidentelles qui conduiraient à des rejets précoces importants</b> · Les séquences accidentelles avec bipasse du confinement (par les générateurs de vapeur ou par des circuits connectés au système primaire qui sortent de l'enceinte de confinement) doivent être "pratiquement éliminées" par des dispositions de conception (telles qu'une pression de conception adéquate des tuyauteries) et des dispositions d'exploitation dans le but d'assurer un isolement fiable et aussi de prévenir les défaillances.	C1	6.2.1 Exigences relatives à la Fonction confinement et description fonctionnelle 18.1.2.5. Dispositions RRC-A mises en oeuvre vis-à-vis du risque de bipasse de l'enceinte sans fusion du coeur. 19.2.4.5 Prévention des bipses de l'enceinte de confinement.
A.1.3	· Une attention particulière doit être accordée aux situations à l'arrêt où l'enceinte de confinement est ouverte.	C1	6.2 Systèmes de confinement. 13.2 Principes d'exploitation. 15 Etudes des conditions de fonctionnement de référence. 18 Etudes probabilistes de sûreté.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 7/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
A.1.3	<p>· La prévention par des dispositions de conception des accidents de réactivité résultant d'une introduction rapide d'eau froide ou insuffisamment borée doit être telle qu'ils puissent être « exclus ».</p>	C1	19.2.4.2 Prévention des accidents d'injection rapide de réactivité.
A.1.3	<p>· Les surpressions du circuit primaire doivent aussi être évitées autant que nécessaire par des dispositions de conception et des procédures d'exploitation de manière à contribuer en particulier à "l'exclusion" de la rupture de la cuve du réacteur.</p>	C1	3.6.3 Protections contre les surpressions des CPP et CSP. 5.2.4 Protection contre les surpressions. 5.4.5 Circuits de décharge du pressuriseur. 5.4.7 Soupapes de sûreté du pressuriseur 10.3 Circuit de vapeur principale (partie classée de sûreté).
A.1.3	<p>· Les situations de fusion du cœur à haute pression doivent être évitées par des dispositions de conception (telles qu'une diversification et des actions automatiques) pour les systèmes de sûreté du côté secondaire et si nécessaire pour les systèmes de maîtrise de la réactivité et de "gavé ouvert" primaire. Transformer avec une haute fiabilité les séquences avec fusion du cœur à haute pression en séquences avec fusion du cœur à basse pression doit être un objectif de conception de telle sorte que les situations de fusion du cœur à haute pression puissent être « exclues ». La dépressurisation doit être telle que l'installation puisse faire face aux chargements résultant de l'éjection du cœur fondu dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement ("échauffement direct de l'enceinte") et aux chargements sur les supportages de la cuve du réacteur et les structures du puits de cuve.</p>	C1	5.4.8 Vannes spécifiques. 18.2 Etudes probabilistes de sûreté niveau 2. 19.2.2 Estimation de l'impact des séquences représentatives de fusion du cœur (justification de la stratégie de mitigation) 19.2.4.1 Prévention de la fusion du cœur à haute pression et échauffement direct de l'enceinte.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 8/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
A.1.3	<ul style="list-style-type: none"><li>· Les détonations globales d'hydrogène ainsi que les explosions de vapeur en cuve et hors cuve mettant en danger l'intégrité de l'enceinte de confinement doivent être "pratiquement éliminées".</li></ul>	C1	6.2.4 Contrôle du gaz de combustion (ETY). 18.2 Etudes probabilistes de sûreté niveau 2. 19.2.2.1 Progression de l'accident en cuve et sélection des scénarios pertinents. 19.2.2.3 Evaluation de la mitigation du risque d'hydrogène. 19.2.2.4 Evaluation de la stabilisation du corium.
A.1.3	<b>b) Limitation des conséquences des situations de fusion du cœur à basse pression</b> <ul style="list-style-type: none"><li>· Pour ce qui concerne les fuites de l'enceinte de confinement, il ne doit pas y avoir de chemin de fuite directe de l'enceinte de confinement à l'extérieur. Les tuyauteries susceptibles de transporter des substances radioactives à l'extérieur de l'enceinte de confinement doivent conduire à des bâtiments périphériques présentant des capacités de confinement adéquates. Des améliorations de la surveillance permanente de l'étanchéité de l'enceinte de confinement doivent être recherchées. Les traversées de l'enceinte résistant à la pression doivent supporter les chargements résultant des séquences avec fusion du cœur.</li></ul>	C1	6.2.1 Exigences relatives à la Fonction confinement et description fonctionnelle. 6.2.3 Isolement de l'enceinte. 6.2.5 Contrôle du débit de fuite et essais. 9.4.2 Système de ventilation du bâtiment combustible 9.4.6 Ventilation de la zone contrôlée des bâtiments des auxiliaires de sauvegarde (DWL)
A.1.3	<ul style="list-style-type: none"><li>· Il est nécessaire de considérer de façon appropriée les différents aspects d'un système d'aspersion à l'intérieur de l'enceinte de confinement pour les situations d'accident grave. Un tel système permet de réduire à la fois la pression et les concentrations d'aérosols radioactifs dans l'enceinte de confinement ; cependant un système d'aspersion réduit l'inertage par la vapeur et accroît la vitesse de flamme d'une combustion d'hydrogène.</li><li>· La chaleur résiduelle doit être extraite de l'enceinte de confinement sans dispositif d'événement ; pour cette fonction, un système ultime d'évacuation de la puissance résiduelle doit être installé.</li></ul>	C1	6.2.7 Système d'évacuation de chaleur de l'enceinte de confinement (EVU).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 6  
PAGE : 9/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
A.1.3	<p>· Pour ce qui concerne la possible formation de mélanges gazeux combustibles, l'enceinte de confinement doit être conçue pour résister à la déflagration globale de la quantité maximale d'hydrogène qui pourrait être contenue dans l'enceinte au cours des accidents avec fusion du cœur et aussi pour résister à une déflagration rapide locale représentative. En outre, des dispositions doivent être prises à l'égard des détonations locales et des possibilités de séquences avec transition déflagration-détonation (DDT) qui pourraient endommager l'enceinte et ses structures internes. La limitation des concentrations de gaz combustibles par la conception des structures internes et l'utilisation de recombineurs catalytiques doivent notamment être considérées.</p>	C1	<p>3.5.1 Enceinte interne avec peau métallique. 6.2.4 Contrôle du gaz de combustion (ETY). 19.2.2.3 Evaluation de la mitigation du risque d'hydrogène.</p>
A.1.3	<p>· La pénétration du radier de l'enceinte de confinement par un « corium » doit être évitée, étant donné que ce phénomène pourrait conduire à des rejets significatifs et à une contamination durable des nappes phréatiques et du sous-sol. De plus, des dispositions adéquates doivent être mises en œuvre pour empêcher les fuites d'eau et de gaz contaminés dans le sous-sol à travers des fissures dans le radier.</p>	C1	<p>3.5.1 Enceinte interne avec peau métallique. 6.2.6 Protection du radier.</p>
A.1.4	<p><b>A.1.4 - Démonstration de sûreté</b> La démonstration de sûreté pour les tranches nucléaires de la prochaine génération doit être faite de manière déterministe, complétée par des méthodes probabilistes et des travaux de recherche et de développement appropriés.</p>	C1	<p>1.5 Evaluation du programme de R&amp;D. 3.1.1 Principes Généraux de Sûreté. 3.3 Protection contre les agressions externes. 3.4 Protection contre les agressions internes. 15 Etudes des conditions de fonctionnement de référence. 18 Etude Probabiliste de Sûreté.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 10/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
A.1.4	<p>Dans cette démonstration, les évènements initiateurs uniques doivent être « exclus » ou "traités" - c'est-à-dire que leurs conséquences sont examinées de manière déterministe. Des évènements initiateurs uniques ne peuvent être « exclus » que si des dispositions suffisantes de conception et d'exploitation sont prises de telle sorte qu'il puisse être clairement démontré qu'il est possible "d'éliminer pratiquement" ce type de situations accidentelles ; par exemple, la rupture de la cuve du réacteur et celle d'autres gros composants (comme la partie secondaire des générateurs de vapeur ou le pressuriseur) peut être examinée de cette façon.</p>	C1	<p>3.4.2 Fuites et ruptures de tuyauteries.</p> <p>3.4.3 Rupture de réservoirs, pompes et vannes.</p> <p>3.6 Systèmes et composants mécaniques.</p> <p>5.2.6 Exigences appliquées aux composants non ruptibles.</p> <p>9.1.3 Traitement et refroidissement de l'eau des piscines.</p> <p>10.5 Mise en œuvre de l'exclusion de rupture pour les lignes vapeur principales à l'intérieur et à l'extérieur de l'enceinte de confinement.</p> <p>15.0.2 Règles d'étude pour les conditions de fonctionnement de référence (PCC) hors piscine de désactivation.</p> <p>19.2.4 Situations pratiquement éliminées.</p>
A.1.4	<p>Les autres évènements initiateurs uniques peuvent être regroupés de manière à définir un nombre limité de transitoires, d'incidents et d'accidents de référence ; ces transitoires, incidents et accidents de référence peuvent être répartis en catégories selon les fréquences estimées des groupes d'évènements correspondants. Pour les différents transitoires, incidents et accidents de référence, des critères techniques appropriés doivent être respectés avec des hypothèses conservatives incluant des défaillances aggravantes. Pour les différents transitoires, incidents et accidents de référence significatifs du point de vue radiologique, il doit être vérifié, en supposant que les critères techniques correspondants sont respectés, que les conséquences radiologiques sont tolérables et cohérentes avec les objectifs généraux de sûreté mentionnés dans la section <b>A.1.1</b> pour les situations accidentelles sans fusion du cœur. Des conséquences radiologiques plus importantes peuvent être jugées tolérables pour des catégories de fréquence estimée plus faible.</p>	C1	<p>15.0 Hypothèses et exigences pour les études de fonctionnement de référence.</p> <p>15.3 Conséquences radiologiques.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 11/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
A.1.4	En complément aux événements initiateurs uniques, la démonstration de sûreté doit analyser les situations avec défaillances multiples de même que les agressions internes et externes. La démonstration de sûreté relative à ces situations et agressions peut être supportée par des évaluations probabilistes.	C1	3.3 Protection contre les agressions externes. 3.4 Protection contre les agressions internes. 18.3 Etudes probabilistes de sûreté agressions. 19.1 Etudes RRC-A.
A.1.4	Les liens possibles entre agressions internes et externes et événements initiateurs uniques doivent être également considérés.	C1	3.3 Protection contre les agressions externes. 3.4 Protection contre les agressions internes.
A.1.4	Une étude probabiliste de sûreté doit être réalisée en commençant dès le stade de la conception et en incluant au moins les événements internes ; cette étude probabiliste de sûreté indiquerait les fréquences des séquences de fusion du cœur avec un aperçu des conséquences possibles des différents types de situations avec fusion du cœur sur la fonction de confinement.	C1	18 Etudes probabiliste de sûreté.
A.1.4	Cependant, "l'élimination pratique" des situations accidentelles qui pourraient conduire à des rejets précoces importants est une question de jugement et chaque type de séquences doit être examiné séparément. Leur "élimination pratique" peut être démontrée par des considérations déterministes et/ou probabilistes, en tenant compte des incertitudes dues aux connaissances limitées de certains phénomènes physiques. Il est souligné que "l'élimination pratique" ne peut pas être démontrée par le respect d'une « valeur de coupure » probabiliste générique.	C1	19.2.4 Situations pratiquement éliminées.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 12/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
A.1.4	<p>Pour ce qui concerne les accidents avec fusion du cœur à basse pression, étant donné le large éventail de conditions accidentelles possibles dans les situations d'accidents graves, le respect des objectifs généraux de sûreté énoncés dans la section <b>A.1.1</b> doit être démontré par le calcul des conséquences radiologiques de différentes séquences représentatives qui doivent être précisément définies en fonction de la conception de la tranche. Pour l'évaluation des résultats, les niveaux d'intervention proposés par la publication 63 de la CIPR (pour l'évacuation et le relogement) et les limites de l'Union Européenne (pour la commercialisation des aliments) peuvent être utilisés comme références.</p>	C1	<p>19.2.2.1.2.2. Définition des scénarios significatifs de fusion du coeur.</p> <p>19.2.3 Aspects radiologiques des accidents de fusion du cœur.</p>
A.1.4	<p>Il est souligné, que d'une manière générale, pour les situations incidentelles et accidentelles, y compris les situations avec fusion du cœur, les calculs de conséquences radiologiques doivent traiter des conséquences à court et à long terme, en considérant les différentes voies de transfert de matières radioactives à l'environnement (air, eaux de surface, nappes phréatiques) et aux hommes (irradiation par le panache et par le sol, incorporation de radionucléides par ingestion et inhalation). La dispersion atmosphérique et les dépôts sur la végétation, le sol et les autres surfaces doivent notamment être déterminés. L'étude des expositions de groupes critiques doit prendre en compte des hypothèses et des paramètres réalistes en particulier pour les habitudes de vie, les conditions d'exposition, les temps d'intégration, les conditions météorologiques et le transfert des radionucléides dans l'environnement.</p>	C1	<p>15.3 Conséquences radiologiques.</p> <p>19.2.3 Aspects radiologiques des accidents de fusion du cœur.</p>
A.2.1	<p><b>A.2 - Principes généraux de sûreté</b></p> <p><b>A.2.1 - Comportement du réacteur en régime transitoire</b></p> <p>En règle générale, la conception de la tranche doit être telle que le comportement intrinsèque du réacteur soit stable (par exemple coefficient modérateur négatif).</p>	C1	<p>4.3.4.2 Coefficients modérateur.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 13/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
A.2.1	Des améliorations peuvent être réalisées en rendant le comportement de la tranche moins sensible aux erreurs des opérateurs et aux défaillances des systèmes d'exploitation, par exemple par un contrôle automatique approprié et par la mise en place de capacités de refroidissement suffisamment grandes dans les systèmes primaire et secondaire et dans les systèmes d'appoint d'eau au primaire et au secondaire. Des périodes de grâce adéquates doivent être obtenues pour les actions nécessaires des opérateurs.	C1	15.0.2.5 Prise en compte des actions opérateurs. 17.2 Programme d'ingénierie du facteur humain (FH). 18.1.1.2.3. Prise en compte du facteur humain. 19.1.0.5.6. Modalités de prise en compte des actions opérateur.
A.2.1	Plus précisément, la prévention des erreurs humaines et une moindre sensibilité à ces erreurs doivent être recherchées par un accroissement des marges dans les bases de conception, par le recours à des systèmes passifs ou des systèmes présentant des caractéristiques passives accrues, par la simplification de la conception et par la limitation des interactions entre systèmes, tout en prenant garde à ne pas négliger les avantages possibles d'une redondance fonctionnelle, par une automatisation plus étendue des systèmes de sûreté pour des situations spécifiques et par des améliorations de l'interface homme-machine de manière à fournir aux opérateurs des délais de réaction supplémentaires et des informations fiables pour diagnostiquer le comportement réel de la tranche.  Des marges suffisantes doivent être mises en place par rapport aux limites de sûreté, en tenant compte à la fois des incertitudes de mesure et des comportements anormaux de la tranche dus à des perturbations mineures ou à des erreurs des opérateurs.	C1	13.3 Principes de conduite incidentelle accidentelle. 15.0.2.5 Prise en compte des actions opérateurs. 15.0.2.6 Prise en compte des systèmes mécaniques, électriques et de contrôle commande. 17.2 Programme d'ingénierie du facteur humain (FH). 18.1 Etudes probabilistes de sûreté niveau 1.
A.2.1	La mise en service non nécessaire de systèmes de sûreté doit être évitée autant qu'il est possible. Pour éviter de telles actions, l'introduction de fonctions de limitation appropriées peut être judicieuse, c'est-à-dire des fonctions de maîtrise supplémentaires qui agissent quand les systèmes de régulation d'exploitation ne sont pas capables de garder les variables contrôlées à l'intérieur des limites spécifiées pour le fonctionnement normal.	C1	7.4.3 Architecture du système de contrôle de surveillance et de limitation du réacteur (RCSL)



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 14/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
A.2.2	<p><b>A.2.2 - Redondance et diversification dans les systèmes de sûreté</b></p> <p>Pour les événements qui ne sont pas maîtrisés par les systèmes d'exploitation et/ou par les fonctions de limitation, des systèmes de protection et sauvegarde sont nécessaires pour ramener et maintenir le réacteur dans un état sûr en termes de sous-criticité, de refroidissement du cœur et de confinement des substances radioactives. La fiabilité de ces systèmes doit être cohérente avec l'objectif général de réduction des fréquences d'occurrence des accidents, en tenant compte des fréquences estimées des événements initiateurs et des durées des actions correspondantes de ces systèmes.</p>	C1	<p>3.1.1.2 Objectifs généraux.</p> <p>7.3.1 Architecture du système de protection (PS).</p> <p>15 Etudes des conditions de fonctionnement de référence (PCC).</p> <p>18 Etudes probabilistes de sûreté.</p>
A.2.2	<p>Cette fiabilité doit être obtenue par une combinaison adéquate de redondance et de diversification. Une attention adéquate doit être portée au fait que les possibilités de défaillances de mode commun limitent les possibilités de réduction des indisponibilités en ajoutant des trains identiques (sur ce point, il est souligné qu'il n'est probablement pas possible de démontrer que l'indisponibilité d'un système de sûreté redondant constitué de trains identiques est inférieure à <math>10^{-4}</math> par demande), et au fait que la diversification peut conduire à des systèmes plus complexes et à des difficultés de maintenance ; de plus, une attention appropriée doit être portée aux systèmes supports lors de l'évaluation des bénéfices liés à la mise en place d'équipements et de systèmes diversifiés.</p> <p>Une attention particulière doit être portée à la réduction des possibilités de défaillances de cause commune. Séparation physique et séparation géographique doivent être mises en œuvre autant qu'il est possible. Les fonctions de support (énergie, contrôle, refroidissement, etc.) doivent aussi être le plus possible indépendantes. Un accent tout particulier doit être mis sur la redondance et la diversification des sources électriques.</p>	C1	<p>3.1.1.2.5 Le classement de sûreté et les exigences associées.</p> <p>7.1.1.6 Diversification et traitement des risques de défaillance de cause commune.</p> <p>8.3 Alimentation électrique de l'îlot nucléaire.</p> <p>18. Etudes probabilistes de sûreté.</p> <p>Chaque chapitre système aborde les exigences de séparation physique / géographique et de diversification / redondance du système traité.</p>
A.2.2	<p>De plus, des dispositions (incluant une diversification matérielle et logicielle) doivent être mises en œuvre au niveau de l'architecture générale du contrôle-commande pour limiter les défaillances de cause commune d'origine logicielle.</p>	C1	<p>7.1.1.6 Diversification et traitement des risques de défaillance de cause commune.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 15/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
A.2.3	<p><b>A.2.3 - Interface homme-machine</b></p> <p>Une attention appropriée doit être portée aux facteurs humains au stade de la conception, en tenant compte des aspects liés au fonctionnement normal, aux tests et à la maintenance, avec un accent tout particulier sur l'expérience d'exploitation.</p> <p>Le but général est de tirer avantage des capacités humaines, tout en minimisant les possibilités d'erreurs humaines et en rendant la tranche moins sensible à ces erreurs (voir la section <b>A.2.1</b>). Une attention appropriée doit être portée à simplifier l'exploitation, à minimiser les actions humaines nécessaires pour assurer les fonctions de sûreté, à prendre des dispositions permettant une bonne capacité de maintenance, de tests et un suivi fiable de la disponibilité des systèmes de sûreté.</p>	C1	<p>3.1.1.2.2.4. L'ingénierie des facteurs humains.</p> <p>7.1.0.5 Exigences IHM.</p> <p>7.4.1 Architecture du moyen de conduite principal (MCP).</p> <p>13 Conduite de la tranche.</p> <p>17 Interface Homme-Machine</p>
A.2.3	<p>Un programme complet d'ingénierie des facteurs humains doit être mis en œuvre. Ce programme doit aussi couvrir les activités de maintenance et de test de manière à assurer la cohérence et la traçabilité des questions relatives aux facteurs humains et des choix de conception dans une approche des facteurs humains bien structurée et suivant l'état de l'art. Ce programme d'ingénierie des facteurs humains devrait être mis en œuvre sous la conduite d'une équipe spécifique incluant des experts des facteurs humains.</p> <p>Le développement d'interfaces homme-machine adéquates doit être réalisé dans tous les endroits où des hommes interagissent avec les équipements techniques, en prenant en considération l'organisation des équipes. Outre l'exploitation en salle de conduite, ceci inclut les tests, les réparations et la maintenance.</p>	C1	<p>17 Interface Homme-Machine.</p>
A.2.3	<p>Réduire les erreurs des opérateurs et rendre la tranche moins sensible à ces erreurs peut être réalisé en utilisant des principes de conception ergonomiques appropriés et en assurant des délais de réaction suffisamment longs pour les actions des opérateurs. Le délai nécessaire dépend de la complexité de la situation à diagnostiquer et des actions à mener.</p>	C1	<p>17.1.3.1 Prévention de l'erreur humaine.</p> <p>17.1.3.2 Sensibilité de la tranche aux erreurs humaines.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 6  
PAGE : 16/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
A.2.3	Une information suffisante et appropriée doit être fournie aux opérateurs pour une compréhension claire de l'état réel de la tranche, en incluant les conditions d'accident grave, et pour une évaluation claire des effets de leurs interventions.	C1	17.3.2 Besoins en informations et commandes.
A.2.4	<p><b>A.2.4 - Protection contre les agressions internes</b></p> <p>Les agressions internes peuvent être définies comme des événements dont l'origine est interne à la tranche pouvant entraîner des conditions hostiles ou des dommages aux équipements nécessaires pour remplir les trois fonctions fondamentales de sûreté mentionnées dans la section <b>A.1.2</b>. Elles incluent notamment les défaillances de tuyauteries, de cuves, de réservoirs, de pompes, de vannes de même que les inondations, les incendies, les explosions, les projectiles et les chutes de charges.</p> <p>Le principe de « défense en profondeur » doit être appliqué à la protection contre les agressions internes de manière à limiter la vraisemblance et les conséquences de telles agressions par la mise en place de dispositions de prévention, de surveillance et de limitation des conséquences, en cohérence avec les dispositions prises pour les événements internes.</p>	C1	3.4.0 Exigences et considérations communes à toutes les agressions internes.
A.2.4	En relation avec la définition des trois fonctions fondamentales de sûreté, non seulement les bâtiments contenant des systèmes nécessaires pour atteindre et maintenir un état d'arrêt sûr, mais aussi les bâtiments abritant des systèmes contenant des matières radioactives doivent être considérés.	C1	3.4 Protection contre les agressions internes.
A.2.4	Il convient de souligner le fait que l'occurrence d'agressions internes durant les états d'arrêt doit être examinée précisément, en tenant compte des configurations spécifiques des équipements et des systèmes de sûreté qui pourraient être nécessaires dans ces états.	C1	3.4.3.6 Agressions durant les états d'arrêt. 18.3 Etudes probabilistes de sûreté agressions.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 6  
PAGE : 17/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
A.2.4	Pour la vérification de la conception et la démonstration de sûreté relatives aux agressions internes, une attention particulière doit être portée à évaluer l'exhaustivité des causes possibles de telles agressions en y incluant par exemple des erreurs de lignage ou des interférences électromagnétiques, de même que les possibilités d'agressions internes résultant d'autres événements internes ou externes à la tranche ou pouvant affecter les trois fonctions fondamentales de sûreté dans plus d'un des niveaux successifs de défense en profondeur.	C1	3.4.0 Exigences et considérations communes à toutes les agressions internes.
A.2.5	<b>A.2.5 - Protection contre les agressions externes</b> Les agressions externes peuvent être définies comme des événements naturels ou liés aux activités humaines ayant leur origine à l'extérieur de la tranche et pouvant affecter négativement la sûreté de celle-ci. Elles incluent notamment les séismes, les chutes d'avion et les explosions.	C1	3.3.0 Exigences de sûreté communes à toutes les agressions.
A.2.5	Les agressions externes peuvent affecter consécutivement ou simultanément différentes lignes de défense des tranches et elles dépendent des sites. De ce fait, une attention appropriée doit être portée au choix des sites dans le but de ne pas imposer des exigences excessives à la conception des tranches correspondantes.	C1	2.2 Environnement industriel, voies de communication. 2.3 Météorologie 2.4 Hydrogéologie — Hydrologie. 2.5 Géologie générale du site — Sismicité et sismologie.
A.2.5	En règle générale, des dispositions de conception doivent être prises à l'égard des agressions externes de manière cohérente avec celles prises pour les événements internes et les agressions internes ; c'est-à-dire que les agressions externes ne doivent pas constituer une part importante du risque associé aux tranches nucléaires de la prochaine génération.	C1	18.0.5.1 Cibles probabilistes pour la vérification de la conception liées au risque de fusion du coeur. 18.3 Etudes probabilistes de sûreté agressions.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 18/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
A.2.5	L'objectif général des dispositions de conception est de garantir que les fonctions de sûreté des systèmes et des équipements qui sont nécessaires pour amener la tranche dans un état d'arrêt sûr et pour éviter et limiter les rejets radioactifs ne sont pas affectées de manière inadmissible par une agression externe. Cependant, comme les agressions externes dépendent des sites, il n'est pas nécessaire de tenir compte de toutes ces agressions dans une conception standardisée ; les agressions externes telles que les inondations externes, la sécheresse, la formation de glace et les gaz toxiques, corrosifs ou combustibles, peuvent être traitées uniquement pour une tranche particulière, selon le site.	C1	18.3 Etudes probabilistes de sûreté agressions.
A.2.5	Les équipements dont le fonctionnement est nécessaire durant les agressions externes doivent être qualifiés pour la plage de paramètres supposée survenir au cours de tels événements.	C1	3.1 Cas particuliers de l'exigence de qualification.
A.2.6	<b>A.2.6 - Utilisation des études probabilistes de sûreté</b> Comme déjà indiqué dans la section <b>A.1.4</b> , une étude probabiliste de sûreté doit être effectuée avec les objectifs suivants au stade de la conception : conforter le choix des options de conception, en y incluant la redondance et la diversification des systèmes de sûreté, assurer un concept de sûreté équilibré et évaluer les écarts par rapport aux pratiques actuelles en matière de sûreté, apprécier l'amélioration du niveau de sûreté en comparaison des tranches existantes. L'évaluation des résultats des études probabilistes de sûreté par rapport à des objectifs probabilistes quantitatifs peut fournir des indications utiles. Mais, en règle générale, les objectifs probabilistes quantitatifs ne doivent pas être considérés comme des exigences ; ils sont essentiellement destinés à fournir des valeurs d'orientation pour vérifier et évaluer la conception. Concernant la méthode générale, l'étude probabiliste de sûreté peut être conduite en deux étapes ou plus : une étude simplifiée au stade de la conception et des études plus complètes pendant les phases d'ingénierie, quand des informations plus précises sur la conception deviennent disponibles.	C1	18 Etudes probabilistes de sûreté.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 19/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
A.2.6	L'étude simplifiée, incluant au moins les événements internes, doit présenter une évaluation préliminaire de la fréquence d'endommagement du cœur et les séquences correspondantes ; en outre, le concepteur doit distinguer les différents types de séquences de fusion du cœur selon leurs conséquences pour le comportement de l'enceinte de confinement.	C1	18.1 Etudes probabilistes de sûreté niveau 1.
A.2.6	De plus, au stade de la conception, différentes possibilités de conception doivent être évaluées et des études de sensibilité doivent être réalisées. Cependant, l'application d'une étude probabiliste de sûreté à un stade précoce de la conception doit être faite avec précaution car les résultats finaux dépendront du choix effectif des composants, des techniques des systèmes et des procédures d'exploitation.	C1	18.0 Exigences de sûreté (EPS).
A.2.6	Il est néanmoins souligné que, même pour la première évaluation au stade de la conception, le concepteur doit considérer une liste d'événements initiateurs aussi complète que possible. Il faut insister sur le fait que le traitement des défaillances de cause commune est essentiel pour l'évaluation de certaines options de conception. Un autre sujet important est le traitement des interventions humaines, incluant le diagnostic et la maintenance. L'utilisation de données qualifiées est aussi essentielle.	C1	18.1.1 Etudes probabilistes de sûreté niveau 1.
A.2.6	Dans le cadre d'études plus complètes, les agressions internes et externes devraient être considérées avec le développement de méthodes appropriées ; de plus, le besoin et la faisabilité d'une étude probabiliste de sûreté de niveau 2 pourraient être considérés.	C1	18.2 Etudes probabilistes de sûreté niveau 2. 18.3 Etudes probabilistes de sûreté agressions.
A.2.7.1	<b>A.2.7 - Radioprotection des travailleurs et des personnes du public</b> <b>A.2.7.1 - Expositions professionnelles des travailleurs</b> Comme indiqué dans la section A.1.1, une réduction des expositions professionnelles des travailleurs doit être recherchée par un processus d'optimisation en tenant compte des données provenant de l'expérience d'exploitation, notamment en France et en Allemagne.	C1	12.4 Prévisionnel dosimétrique.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 20/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
A.2.7.1	Il est souligné que l'identification des options pertinentes de radioprotection est la première étape d'une approche ALARA qui doit être complétée par une évaluation comparative de l'efficacité de ces options. Des objectifs doivent être définis aussi bien en termes de doses collectives qu'en termes de doses individuelles.	C1	12.4 Prévisionnel dosimétrique.
A.2.7.1	L'expérience d'exploitation montre que des améliorations possibles des doses individuelles et collectives peuvent résulter de dispositions de conception, par exemple le choix de matériaux en relation avec une chimie de l'eau appropriée pour éviter les produits de corrosion, la mise en place de blindages, une meilleure fiabilité des composants, la mise en œuvre de robots et la facilité d'utilisation. En particulier, le concepteur doit considérer la facilité d'accès aux emplacements de travail, les conditions d'environnement de travail, le développement d'outils spécifiques et de robots de manière à réduire les débits de dose et/ou les durées des interventions.	C1	12.4 Prévisionnel dosimétrique.
A.2.7.1	Le concepteur doit aussi considérer, autant qu'il est possible et raisonnable, la réalisation d'activités non programmées telles que réparations et remplacements.	C1	12.4 Prévisionnel dosimétrique. 20 Mise à l'arrêt et démantèlement.
A.2.7.2	<b>A.2.7.2 - Effluents radioactifs et déchets</b> La tranche doit être conçue pour limiter, conformément au principe d'optimisation, l'exposition des personnes du public aux rayonnements résultant des relâchements de matières radioactives dans l'air ou dans l'eau. Les expositions correspondantes seront déterminées pour une personne de référence (membre du groupe critique) à l'endroit le plus défavorable en considérant toutes les voies d'exposition appropriées et en tenant compte des rejets d'autres installations.	C1	2.8 Conséquences radiologiques en fonctionnement normal provenant des rejets d'effluents radioactifs liquides et gazeux. 11.1 Effluents radioactifs.
A.2.7.2	Pour fixer les limites de rejets d'une tranche dans le cadre des procédures d'autorisation, les conditions spécifiques du site seront considérées ; une attention appropriée sera également portée à la possibilité de contributions ultérieures envisageables à l'exposition sur le site, résultant d'activités humaines.	C1	2.8 Conséquences radiologiques en fonctionnement normal provenant des rejets d'effluents radioactifs gazeux et liquides.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 21/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
A.2.7.2	Des dispositions de conception doivent être prises pour réduire encore l'activité et le volume des matières radioactives à évacuer de la tranche en tant que déchets. Considérant ces matières comme hypothèse de base, les efforts faits pour réduire les rejets doivent être mis en balance avec les quantités de déchets générées par ces efforts.	C1	11.1 Effluents radioactifs. 11.3 Estimation des effluents et déchets.
A.2.7.2	Quant à la radioprotection, les doses pour les personnes du public provenant des rejets, les expositions des travailleurs et les doses causées par les déchets doivent être considérées dans le processus d'optimisation.	C1	2.8 Conséquences radiologiques en fonctionnement normal provenant des rejets d'effluents radioactifs liquides et gazeux. 12.4 Prévisionnel dosimétrique.
B.1.1	<b>B- CARACTERISTIQUES DE SÛRETE DE BASE</b> <b>B.1 - Conception des barrières</b> <b>B.1.1 - Conception du cœur et du gainage du combustible</b> La conception des assemblages combustibles pour les tranches électronucléaires de la prochaine génération peut être fondée sur les conceptions de référence actuelles, par exemple les assemblages 17X17 avec des pastilles d'UO <sub>2</sub> ou d'UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub> , l'excès de réactivité dans les assemblages neufs étant compensé autant que nécessaire par des poisons consommables (par exemple UO <sub>2</sub> mélangé avec Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> ).	C1	4.1.1 Description générale du coeur et des assemblages combustibles.
B.1.1	Des améliorations ultérieures dans la connaissance du comportement des matériaux des assemblages de combustible en conditions normales et accidentelles de même que l'objectif de taux de combustion plus élevés que pour les réacteurs existants pourraient conduire le concepteur à proposer des évolutions de la conception du combustible. Les évolutions de la conception des combustibles et des taux de combustion doivent être introduites avec précaution.	C1	4.2 Assemblage du combustible.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 22/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
B.1.1	Le concepteur doit démontrer que les évolutions de la conception du combustible n'affectent pas négativement le comportement global des assemblages de combustible sous irradiation, notamment pour ce qui concerne les phénomènes de fléchissement et de déformation, et justifier les critères proposés pour les conditions normales et accidentelles. Toute demande d'autorisation relative à une modification de la conception du combustible ou de son taux de combustion doit s'appuyer sur des résultats adéquats de recherche et développement, incluant les résultats obtenus pour des assemblages de combustible de démonstration présentant un taux de combustion égal ou supérieur, et une qualification appropriée des codes de calcul (notamment pour les rampes de puissance lentes, les accidents de perte de réfrigérant et les accidents de réactivité).	C1	4.2.3 Analyse de sûreté 4.4.3.1.6 Incertitudes relatives au fléchissement des crayons dans le réacteur.
B.1.1	Par exemple, il serait judicieux d'éliminer par la conception du combustible le risque de ruptures de gaines résultant d'interactions pastille gaine durant les transitoires de référence, sans restriction sur l'exploitation du réacteur (suivi de charge, fonctionnement prolongé à puissance réduite). Il est souligné que la démonstration correspondante devra être supportée par des justifications expérimentales.	C1	19.3.3 Interaction pastille-gaine
B.1.1	Pour les aspects neutroniques et thermohydrauliques, les considérations développées dans le second paragraphe de cette section sur la conception du combustible s'appliquent en particulier à la courbe de puissance résiduelle et au traitement des incertitudes liées à la corrélation de flux critique pour le calcul du rapport d'échauffement critique (REC).	C1	4.3 Conception neutronique. 4.4 Conception thermo-hydraulique du coeur. 4.5 Contrôle de la réactivité.
B.1.1	En ce qui concerne les coefficients de réactivité, comme cela a déjà été indiqué dans la section A.2.1, la conception du réacteur doit être telle que le comportement intrinsèque du réacteur soit stable (par exemple contre-réaction négative du modérateur). En principe, le coefficient de température du modérateur doit rester négatif depuis l'arrêt à chaud jusqu'aux conditions nominales avec toutes les barres de contrôle en dehors du cœur ; le coefficient de vide du réfrigérant doit être négatif en toutes conditions.	C1	4.3.1.2 Coefficient de réactivité. 4.3.4.1 Coefficient de température du combustible (Doppler). 4.3.4.2 Coefficients modérateur.
B.1.1	Le suivi de la distribution de puissance dans le cœur peut être assurée par une instrumentation neutronique fixe dans le cœur, un système de mesure mobile ("aéroboll") et une instrumentation neutronique en dehors du cœur.	C1	7.5.2 Instrumentation interne du coeur. 7.5.3 Instrumentation externe du coeur.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 6  
PAGE : 23/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
B.1.2.1	<p><b>B.1.2 - Circuit primaire</b></p> <p><b>B.1.2.1 - Exigences générales</b></p> <p>L'intégrité de l'enveloppe du circuit primaire est une question qui nécessite une attention particulière. De hauts niveaux de qualité doivent être atteints pour ses composants, par le choix des matériaux, des processus de fabrication avec les inspections associées, des règles de calcul avec des hypothèses appropriées pour les analyses des systèmes et des accidents, des mesures prises au stade de la conception pour simplifier la maintenance et le suivi en exploitation et des procédures d'exploitation spécifiques, ainsi que par la surveillance en exploitation, incluant les inspections en service.</p>	C1	<p>1.6.2 Codes techniques EPR.</p> <p>3.6.1 Chargements.</p> <p>5.2.5 Inspection en service des circuits primaires et secondaires principaux.</p> <p>5.3 Cuve du réacteur et matériels connexes.</p> <p>5.4 Dimensionnement des matériels et sous-systèmes.</p>
B.1.2.2	<p><b>B.1.2.2 - Ruptures retenues à la conception</b></p> <p>Les brèches postulées de l'enveloppe du circuit primaire font partie des événements à traiter dans la démonstration de sûreté.</p>	C1	<p>15 Etudes de conditions de fonctionnement de référence (PCC).</p> <p>19 Etudes des risques</p>
B.1.2.2	<p>A cause de phénomènes tels que les vibrations et la corrosion, la rupture des petites tuyauteries ne peut pas être exclue. D'un autre côté, la rupture guillotine complète d'une grosse tuyauterie correctement conçue, fabriquée et inspectée est très improbable ; aussi, quand des dispositions de conception, de fabrication et d'inspection adéquates sont mises en œuvre, la rupture guillotine complète d'une tuyauterie primaire principale peut être « exclue » (au sens donné dans la section <b>A.1.4</b>). La possibilité d'accéder à chaque point de ces tuyauteries et de l'inspecter est bien sûr une condition nécessaire préalable ; le concepteur doit notamment mettre en œuvre des dispositions permettant l'accès pour une inspection volumétrique à 100% de toutes les soudures des tuyauteries primaires principales et des parties des grosses tuyauteries connectées où des dégradations sont possibles et permettant l'utilisation de deux méthodes d'inspection volumétrique pour les soudures bimétalliques. De plus, une combinaison appropriée de méthodes disponibles doit être mise en œuvre pour suivre les fuites primaires.</p>	C1	<p>3.4.2 Fuites et ruptures de tuyauteries.</p> <p>3.4.2.3 Exclusion de rupture des tuyauteries Haute Energie.</p> <p>3.4.2.4 Exclusion de rupture des tuyauteries Moyenne Energie.</p> <p>5.2.3 Exclusion de rupture sur les tuyauteries primaires principales.</p> <p>5.2.3.1.2.2 Inspection en service.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6  
PAGE : 24/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
B.1.2.3	<b>B.1.2.3 - Conséquences pour la démonstration de sûreté</b> Les chargements à considérer pour la conception des structures internes de la cuve du réacteur et pour la conception des structures dans le bâtiment de confinement sont alors limités à ceux résultant d'une rupture équivalente à la rupture guillotine complète de la plus grosse tuyauterie connectée à une tuyauterie primaire principale (ligne d'expansion du pressuriseur).	C1	3.4.2 Fuites et ruptures de tuyauteries. 3.5.3 Structures internes en béton et acier. 3.6.2 Chargements. 5.3.2.3.2 Chargements et cas de chargement.
B.1.2.3	En pratique, le concepteur doit postuler que toute tuyauterie connectée à une tuyauterie primaire principale pourrait se détacher du piquage correspondant. Dans ces conditions, la section de passage à travers laquelle l'eau primaire pourrait s'échapper, une fois la tuyauterie rompue déplacée, est égale à la section interne du piquage ; aucun limiteur de débit ne peut être pris en compte pour les calculs correspondants (débit massique, onde de pression, ...).	C1	3.4.2 Fuites et ruptures de tuyauteries. 15.0.1.3 Liste des conditions de fonctionnement de référence (PCC).
B.1.2.3	De plus, le débit massique équivalent à une rupture doublement débattue d'une tuyauterie primaire principale doit être retenu pour la conception de la fonction de refroidissement de secours du cœur (en utilisant des hypothèses et des modèles réalistes et des critères appropriés, à proposer par le concepteur) et de l'enveloppe sous pression du bâtiment de confinement, de manière à obtenir des marges de sûreté pour le refroidissement du cœur en vue d'éviter la fusion du cœur et pour la fonction de confinement ;	C1	6.3.1.2 Rôle du système (RIS) dans les conditions de fonctionnement de référence PCC-2 à PCC-4, RRC-A, RRC-B et agressions. 19.3.2.1a Brèche primaire guillotine doublement débattue (APRP 2A).
B.1.2.3	la rupture doublement débattue doit aussi être retenue pour les supportages des composants et pour la qualification des équipements	C1	5.4.9 Supports de composants primaires 3.7 Qualification des EIP pour leur rôle dans la démonstration de sûreté.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 25/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
B.1.3	<p><b>B.1.3 - Exigences relatives aux tuyauteries secondaires principales</b></p> <p>Pour le circuit secondaire, les ruptures des tuyauteries principales de vapeur entre les générateurs de vapeur et les premiers organes d'isolement à l'extérieur du bâtiment du réacteur ou les premiers points fixes situés après ces organes et des tuyauteries principales d'alimentation en eau situées entre les générateurs de vapeur et les traversées du bâtiment du réacteur pourraient être « exclues » si les exigences suivantes sont satisfaites :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- de manière générale, des exigences réglementaires et des codes de construction visant une haute qualité doivent être appliqués ;</li><li>- de plus, les exigences de conception doivent être plus sévères que les règles générales pour les tuyauteries de classe 1 ;</li><li>- les effets hydrodynamiques significatifs doivent être évités ;</li><li>- les points fixes doivent être aussi proches que possible des traversées de l'enceinte de confinement ;</li><li>- les matériaux doivent rester dans le plateau ductile pour les températures les plus basses qui pourraient être rencontrées durant les transitoires, incidents et accidents de référence ;</li><li>- les tuyaux et les coudes doivent être sans soudures. Les singularités géométriques et les concentrations de contraintes doivent être évitées ;</li><li>- ceci s'applique notamment aux soudures aux supports, attaches et fixations. Les soudures ou fixations temporaires doivent être interdites ;</li><li>- la chimie de l'eau doit être contrôlée avec une haute fiabilité ;</li><li>- l'installation des circuits doit permettre un accès facile à toutes les surfaces extérieures des tuyauteries ;</li><li>- l'inspection en service des zones soudées doit être possible, en utilisant des méthodes efficaces.</li></ul>	C1	<p>3.4.2.3 Exclusion de rupture des tuyauteries Haute Energie.</p> <p>10.5 Mise en oeuvre de l'exclusion de rupture pour les lignes vapeurs principales à l'intérieur et à l'extérieur de l'enceinte de confinement.</p>
B.1.3	<p>De plus, les possibilités de défaillance de cause commune des tuyauteries principales de vapeur et des tuyauteries principales d'alimentation en eau doivent être réduites autant que possible par une séparation adéquate des circuits.</p>	C1	<p>10.5 Mise en oeuvre de l'exclusion de rupture pour les lignes vapeurs principales à l'intérieur et à l'extérieur de l'enceinte de confinement.</p> <p>10.6 Système d'eau alimentaire principal (ARE)..</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 26/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
B.1.3	En tout état de cause, le concepteur doit postuler que toute tuyauterie connectée aux tuyauteries secondaires principales pourrait se séparer de son piquage.	C1	3.4.2 Fuites et ruptures de tuyauteries. 15.0.1.3 Liste des conditions de fonctionnement de référence (PCC).
B.1.3	Il doit aussi être souligné que le concepteur doit définir les cas de charge qu'il considérera pour la conception mécanique des supportages et des structures internes des générateurs de vapeur et pour les supportages des lignes principales vapeur et des lignes principales d'alimentation en eau à l'intérieur du bâtiment du réacteur.	C1	3.4.2 Fuites et ruptures de tuyauteries. 3.6 Systèmes et composants mécaniques. 5.4.9 Supports des composants primaires.
B.1.4	<b>B.1.4 - Fonction de confinement</b> Comme déjà indiqué dans la section <b>A.1.2</b> , les objectifs généraux établis pour les tranches électronucléaires de la prochaine génération demandent une amélioration substantielle de la fonction de confinement ; la stratégie générale relative aux accidents graves énoncée dans la section <b>A.1.3</b> présente plus précisément des objectifs techniques concernant cette fonction.	C1	3.1.1.2.1 La démarche de défense en profondeur et les différentes barrières de confinement. 6.2.1 Exigences relatives à la Fonction confinement et description fonctionnelle.
B.1.4.1	<b>B.1.4.1 - Exigences de conception pour l'enceinte de confinement et les bâtiments périphériques</b> Ces objectifs peuvent être atteints par l'utilisation d'un concept d'enceinte de confinement à double paroi comprenant une paroi intérieure en béton précontraint, une paroi externe en béton armé, avec l'espace annulaire entre les parois interne et externe maintenu à une pression inférieure à la pression atmosphérique de manière à collecter toutes les fuites possibles à travers la paroi interne et à les filtrer avant leur rejet dans l'environnement par la cheminée.	C1	3.5.1 Enceinte interne avec peau métallique. 3.5.4.2.2.1 Enceinte externe du bâtiment réacteur. 6.2.2 Système de mise en dépression de l'espace entre enceinte (EDE).
B.1.4.1	La pression de dimensionnement et la température de dimensionnement de la paroi interne de l'enceinte de confinement doivent être telles qu'elles autorisent une période de grâce d'au moins 12 heures sans évacuation de la puissance hors de l'enceinte de confinement après un accident grave et qu'elles assurent son intégrité et son étanchéité même après la déflagration globale de la quantité maximale d'hydrogène qui pourrait être contenue dans le bâtiment de confinement au cours d'accidents de fusion du cœur à basse pression (voir section <b>A.1.3</b> ).	C1	6.2.1.1 Hypothèses générales pour la Fonction confinement de l'enceinte. 19.2.2.5 Pression et température dans l'enceinte de confinement.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 27/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
B.1.4.1	Il peut être supposé que cette quantité d'hydrogène n'est pas produite et relâchée instantanément dans l'enceinte de confinement, mais selon une fonction du temps dépendant des séquences représentatives des accidents graves ; des recombineurs catalytiques peuvent être utilisés pour réduire de manière substantielle la quantité d'hydrogène dans l'enceinte de confinement et les concentrations d'hydrogène en fonction du temps. Ainsi, la quantité d'hydrogène à considérer pour la conception de la paroi interne de l'enceinte de confinement dépend notamment de paramètres tels que les caractéristiques du cœur, les relâchements d'hydrogène dans l'enceinte en fonction du temps, l'efficacité des recombineurs catalytiques.	C1	19.2.2.3 Evaluation de la mitigation du risque hydrogène. 6.2.4 Contrôle du gaz de combustion (ETY).
B.1.4.1	De plus, le volume de l'enceinte de confinement et les moyens de limitation des conséquences doivent être tels qu'ils empêchent la possibilité d'une détonation globale d'hydrogène. Les possibilités de concentrations élevées d'hydrogène doivent être évitées autant qu'il est possible par la conception des structures internes de l'enceinte de confinement ; en outre, des dispositions spécifiques, telles que des parois renforcées des compartiments et de l'enceinte de confinement, doivent être mises en œuvre autant que nécessaire pour faire face à des phénomènes tels que des déflagrations locales rapides ou des séquences de transition déflagration-détonation (cf. paragraphe E.2.2.4).	C1	19.2.2.3 Evaluation de la mitigation du risque hydrogène.
B.1.4.1	Concernant le radier, les objectifs indiqués dans la section A.1.3 relatifs aux situations de fusion du cœur à basse pression peuvent être atteints par la mise en place d'un grand compartiment d'étalement du corium refroidi de manière adéquate.	C1	6.2.6 Protection du radier. 19.2.2.4 Evaluation de la stabilisation du corium.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 6  
PAGE : 28/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
B.1.4.1	Un faible taux de fuite de la paroi interne de l'enceinte de confinement est essentiel. Au vu de l'expérience existante, il est recommandé d'utiliser, pour cette paroi interne, du béton à hautes performances présentant de faibles déformations différées. Des produits d'injection devraient être utilisés systématiquement, notamment à chaque reprise de bétonnage et à chaque interface entre béton et fourreau de traversée. Une attention particulière doit aussi être portée aux mesures de conception en vue d'obtenir une étanchéité adéquate du béton précontraint dans toutes les zones singulières comme le radier, le gousset, la zone entre la console support du pont polaire et la ceinture du dôme, le voisinage du sas matériel et le dôme. En tout état de cause, la mise en place d'une peau d'étanchéité sur la paroi interne du bâtiment de confinement apparaît nécessaire localement sur toutes les zones singulières.	C1	3.5.1 Enceinte interne avec peau métallique.
B.1.4.1	Des tests périodiques d'étanchéité de l'enceinte de confinement doivent pouvoir être réalisés à la pression de dimensionnement de ce bâtiment.	C1	6.2.5 Contrôle du débit de fuite et essais (EPP).
B.1.4.1	En principe, un essai en air à la pression de dimensionnement de l'enceinte de confinement doit être fait avant la mise en place de la peau d'étanchéité sur la paroi interne de manière à détecter tout défaut majeur de construction qui pourrait être masqué par l'étanchéité de cette peau. Des dispositions doivent aussi être mises en œuvre pour vérifier et pouvoir rétablir si nécessaire l'étanchéité adéquate de la paroi externe du bâtiment de confinement.	NA	Le système de sûreté soumis dans le Rapport Préliminaire de Sûreté prenait acte de l'évolution de conception rendant la présente directive technique non-applicable.
B.1.4.1	Des dispositifs spécifiques doivent être mis en place pour collecter les fuites possibles associées aux différents types de traversées de même que des dispositions assurant des possibilités de confinement adéquates pour les bâtiments périphériques.	C1	6.2.3 Isolement de l'enceinte. 6.2.5 Contrôle du débit de fuite et essais (EPP).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 29/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
B.1.4.1	Une information détaillée doit être fournie par le concepteur sur le système de recueil des fuites de l'enceinte de confinement et de suivi de l'étanchéité de celle-ci : critères de conception et d'exploitation (étanchéité, tests périodiques,..), qualification des vannes aux conditions ambiantes correspondantes, protection contre les agressions (telles que définies dans les sections <b>A.2.4</b> et <b>A.2.5</b> ) qui pourraient endommager les équipements du système.	C1	3.5.2 Traversées de l'enceinte. 3.7.1 Qualification des EIPs aux conditions accidentelles. 6.2.1 Exigences relatives à la Fonction confinement et description fonctionnelle. 6.2.3 Isolement de l'enceinte. 6.2.5 Contrôle du débit de fuite et essais (EPP).
B.1.4.1	Concernant les bâtiments périphériques, une valeur d'étanchéité doit être définie pour chacun des bâtiments périphériques ayant une fonction de confinement, y compris le bâtiment des auxiliaires nucléaires, le bâtiment des auxiliaires de sauvegarde et le bâtiment du combustible usé. De plus, des moyens adéquats doivent être considérés pour restaurer l'étanchéité du bâtiment des auxiliaires de sauvegarde à la suite d'une brèche du système d'injection de sécurité et d'évacuation de la puissance résiduelle à l'extérieur du bâtiment de confinement.	C1	6.2.1 Exigences relatives à la Fonction confinement et description fonctionnelle.
B.1.4.1	Des dispositions doivent également être mises en place pour maintenir autant que nécessaire une pression négative dans l'enceinte de confinement et dans les bâtiments périphériques durant les états d'arrêt, en tenant compte de l'emplacement du combustible durant ces états.	C1	9.4 Système de climatisation, de chauffage et de ventilation.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 30/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
B.1.4.2	<p><b>B.1.4.2 - Prévention des bipsasses du confinement</b></p> <p>Comme indiqué dans la section <b>A.1.3</b>, les séquences de fusion du cœur avec bipsasse du confinement (par les générateurs de vapeur ou par des circuits connectés au système primaire et sortant de l'enceinte de confinement) doivent être « pratiquement éliminées ». Ceci implique un examen systématique de toutes les séquences de bipsasse envisageables, avec une analyse déterministe des lignes de défense correspondantes, complétée par les résultats d'études probabilistes de sûreté. Les aspects suivants peuvent être mentionnés :</p> <p>a/ la liste des séquences envisageables de bipsasse de l'enceinte de confinement doit inclure les fuites du système d'évacuation de la puissance de l'enceinte de confinement, les bipsasses de l'enceinte de confinement par le système de collecte des fuites, les effluents liquides traversant l'espace entre enceintes,</p>	C1	19.2.4.5 Prévention des bipsasses de l'enceinte de confinement.
B.1.4.2	<p>b/ d'une manière générale, concernant les fuites et brèches des circuits connectés au système de refroidissement du réacteur, des dispositions de conception doivent être mises en place pour éviter une surpression dans les parties à basse pression des systèmes connectés ou pour assurer un dimensionnement adéquat de ces parties à l'égard des surpressions. Les dispositions correspondantes doivent être spécifiées (pression de dimensionnement et température de dimensionnement de même que les critères associés).</p>	C1	6.3 Système d'injection de sécurité et de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RIS-RA).
B.1.4.2	<p>De plus, des exigences strictes doivent être appliquées aux moyens mis en place pour détecter les fuites primaires dans les bâtiments périphériques et éviter leurs conséquences. Les exceptions doivent être justifiées au cas par cas ; ceci s'applique aux moyens de détection des fuites dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires.</p>	C1	9.5.7.1 Système de radioprotection de tranche (KRT). 6.2.1.2 Fonction confinement des bâtiments périphériques et du BTE. 6.2.7 Circuit d'évacuation de puissance de l'enceinte (EVU). 6.3 Système d'injection de sécurité et de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RIS-RA).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 31/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
B.1.4.2	Pour les circuits connectés au système primaire, le concepteur doit étudier l'utilisation de moyens d'isolement diversifiés, les possibilités de défaillances de ces moyens et les équipements de suivi associés, de même que l'utilisation de tuyauteries conçues pour résister à la pression primaire dans les situations correspondantes. De plus, le risque de bipasse de l'enceinte de confinement par les tuyauteries équipées seulement de vannes manuelles doit être étudié par le concepteur.	C1	6.2.1 Exigences relatives à la Fonction confinement et description fonctionnelle. 19.2.4.5 Prévention des bipsasses de l'enceinte de confinement.
B.1.4.2	Pour ce qui concerne le grand réservoir d'eau borée utilisé pour l'injection de sécurité et situé à l'intérieur du bâtiment du réacteur, les lignes d'aspiration à l'extérieur de l'enceinte de confinement doivent être équipées jusqu'à la première vanne d'une double enveloppe conçue pour tenir aux conditions accidentelles dans l'enceinte de confinement non seulement au début de l'accident mais aussi à long terme durant l'accident ; les doubles enveloppes doivent être conçues de manière à permettre des inspections périodiques des tuyauteries internes d'aspiration. De plus, les conséquences d'une fuite d'une tuyauterie interne doivent être étudiées.	C1	6.3.2.2.3 Confinement des substances radioactives.
B.1.4.2	Les séquences accidentelles de fusion du cœur avec une fuite significative des tubes des générateurs de vapeur (jusqu'à la rupture multiple de tubes des générateurs de vapeur) doivent être « pratiquement éliminées ». A ce sujet, le concepteur doit étudier les situations mentionnées au paragraphe <b>E.2.2.5</b> .	C1	18.1.1.3.1.4. Famille "Rupture de tube de générateur de vapeur (RTGV)"
B.1.4.2	Pour ce qui concerne les séquences accidentelles de fusion du cœur qui pourraient survenir dans les états d'arrêt avec le bâtiment de confinement ouvert, ce qui ne sera autorisé que pour certaines phases (voir paragraphe <b>E.2.2.5</b> ), le concepteur doit montrer que, pour des séquences accidentelles représentatives, l'enceinte de confinement sera fermée de manière fiable avant que des rejets radioactifs significatifs ne puissent se produire dans l'enceinte de confinement ; cette exigence concerne notamment le sas matériel, en tenant compte du temps disponible avant ébullition de l'eau dans le cœur du réacteur et des conditions ambiantes dans le bâtiment du réacteur de même que le besoin de systèmes supports s'il y a lieu.	C1	3.5.2. Traversées de l'enceinte. 18.2 Etudes probabilistes de sûreté niveau 2.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 6  
PAGE : 32/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
B.2.1	<p><b>B.2 - Fonctions et systèmes de sûreté</b></p> <p><b>B.2.1 - Classement des fonctions, barrières, structures et systèmes de sûreté</b></p> <p>Une fonction de sûreté peut être définie comme l'action combinée d'un ensemble de dispositions techniques pour accomplir une certaine tâche dans un certain état de la tranche. Une fonction de sûreté peut être accomplie par un ou plusieurs systèmes.</p> <p>La mise en œuvre du principe de « défense en profondeur » peut s'appuyer sur l'introduction d'un classement des fonctions et des systèmes de sûreté. Le but de ce classement est de définir des exigences générales applicables aux fonctions et systèmes de sûreté avec une hiérarchisation des exigences selon l'importance de ces fonctions et systèmes pour la sûreté.</p>	C1	3.2.1 Principes généraux de classement et exigences.
B.2.1	<p>Une manière possible de définir un classement approprié est d'étudier les différents transitoires, incidents et accidents de référence, selon leurs fréquences estimées, en considérant deux états physiques :</p> <p>a) dans l'état "contrôlé", le cœur est sous-critique (un retour en criticité de courte durée avant les actions de l'opérateur conduisant seulement à une puissance neutronique faible pourrait être accepté au cas par cas pour quelques événements), l'évacuation de la puissance est assurée à court terme par exemple par les générateurs de vapeur, l'inventaire en eau du cœur est stable, les rejets radioactifs restent tolérables ;</p> <p>b) dans l'état d'arrêt sûr, le cœur est sous-critique, la chaleur résiduelle est évacuée durablement, les rejets radioactifs restent tolérables<sup>9</sup>.</p> <p>Pour les conditions avec défaillances multiples, un état final peut être défini : le cœur est sous-critique, la puissance résiduelle est évacuée par les systèmes primaire ou secondaire, les rejets radioactifs restent tolérables<sup>9</sup>.</p>	C1	3.2.1.2.2 Classement fonctionnel.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 33/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
B.2.1	<p>Avec ces définitions :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- les fonctions de sûreté nécessaires pour atteindre l'état "contrôlé" après un transitoire, un incident ou un accident de référence sont classées F1A ;</li><li>- les fonctions de sûreté nécessaires au-delà de l'état "contrôlé" pour atteindre et maintenir l'état d'arrêt sûr après un transitoire, un incident ou un accident de référence sont classées F1B ;</li><li>- les fonctions de sûreté nécessaires pour atteindre l'état final pour les conditions avec défaillances multiples sont classées F2. De plus, les fonctions de sûreté nécessaires pour faire face aux agressions internes et aux agressions externes sont aussi classées F2. Enfin, les fonctions de contrôle-commande qui contribuent à maintenir les conditions initiales du réacteur à l'intérieur des limites retenues dans la démonstration de sûreté ainsi que les fonctions de limitation mises en place pour éviter les déclenchements inutiles d'actions de protection sont classées F2.</li></ul> <p>Le classement des systèmes de sûreté (incluant en principe les systèmes supports) peut se déduire du classement des fonctions de sûreté :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- si pour au moins un transitoire, un incident ou un accident de référence, un système donné doit accomplir une fonction F1A, ce système est classé F1A ;</li><li>- cependant, les systèmes supports d'une fonction F1A peuvent être classés F1B s'ils sont en service et sans nécessité de changement d'état quand l'événement arrive et s'ils ne sont pas rendus défaillants par l'événement ;</li><li>- si pour au moins un transitoire, un incident ou un accident de référence, un système donné doit accomplir une fonction F1B, ce système est classé au moins F1B ;</li><li>- si pour la prévention ou la limitation des conséquences d'une condition avec défaillances multiples, un système donné est important pour réduire significativement la fréquence de fusion du cœur, ce système est classé au moins F2.</li></ul>	C1	3.2.1.2.2.2 Définition du classement fonctionnel



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 34/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
B.2.1	<p>Les exigences générales pour un système F1A sont : application du critère de défaillance unique (au niveau du système), séparation physique des trains redondants, alimentation électrique secourue par les diesels de secours principaux, essais périodiques, assurance de la qualité, tenue aux séismes et, pour les équipements correspondants, utilisation de codes de conception acceptés et qualification aux conditions accidentelles.</p> <p>Les exigences générales pour un système F1B sont : application du critère de défaillance unique (au niveau de la fonction), séparation physique des trains redondants (au niveau de la fonction), alimentation électrique secourue par les diesels de secours principaux, essais périodiques, assurance de la qualité, tenue aux séismes et, pour les équipements correspondants, utilisation de codes de conception acceptés et qualification aux conditions accidentelles.</p> <p>Les exigences générales pour un système F2 sont : essais périodiques, assurance de la qualité et utilisation de codes de conception acceptés pour les équipements correspondants ; séparation physique est mise en place quand un système F2 est utilisé en secours d'un système F1A ou F1B ; les exigences relatives au secours électrique, à la tenue aux séismes et à la qualification aux conditions accidentelles des équipements correspondants sont définies au cas par cas.</p>	C1	3.2.1.3.2 Exigences associées au classement fonctionnel.
B.2.1	<p>En outre, le concept de classement doit tenir compte des barrières, en relation avec la prévention, la maîtrise et la limitation des conséquences des rejets radioactifs. Ceci implique que le classement des barrières relatives aux différentes sources radioactives complète le classement déduit des études relatives aux transitoires, incidents et accidents de référence et aux conditions avec défaillances multiples ; un système, un équipement ou une structure peut dès lors être classé pour sa fonction barrière aussi bien que pour sa fonction de protection des barrières.</p>	C1	3.2.1.2.1 Classement mécanique.
B.2.1	<p>Tous les équipements ayant un classement en tant que barrière doivent avoir un classement fonctionnel au moins égal à F2 et les équipements mécaniques correspondants doivent être conçus au moins selon les codes techniques appropriés.</p>	C1	3.2.1.3.1.3 Interfaces entre classes mécaniques différentes.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 35/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
B.2.1	En outre, des exigences fonctionnelles (par exemple d'étanchéité) et d'exploitation (par exemple de maintenance, d'essais périodiques) précises doivent être définies pour les systèmes ayant un classement en tant que barrière et les bâtiments assurant une fonction de confinement, et ce pour toutes les parties de la tranche. Ces exigences doivent aussi prendre en compte l'étude des agressions internes et externes ; aussi, une attention appropriée doit être portée aux composants présentant du fait de leur haute énergie, un risque d'endommagement.	C1	3.2.1 Classement des ouvrages, matériels et systèmes. 3.5.0 Exigences de sûreté et bases de conception applicables pour les structures de génie-civil de catégorie 1. 6.2.1 Exigences relatives à la Fonction confinement et description fonctionnelle.
B.2.1	Une attention spécifique doit être portée au classement des barrières et aux exigences associées pour les vannes d'isolement de l'enceinte de confinement, pour les traversées du système de collecte des fuites et pour le tube de transfert de même que pour les équipements actifs et passifs, les structures et autres dispositifs liés au confinement de la piscine du combustible usé.	C1	3.2.2 Listes de classement.
B 2.2.1	<p><b>B.2.2 - Exigences pour les équipements de sûreté</b></p> <p><b>B.2.2.1 - Qualification des équipements de sûreté</b></p> <p>Les équipements nécessaires à la démonstration de sûreté doivent être qualifiés pour les conditions pour lesquelles ils sont nécessaires.</p> <p>La qualification inclut le fonctionnement et la fiabilité, en tenant compte des conditions d'environnement auxquelles les matériaux et les équipements seraient exposés dans la tranche, y compris les conditions d'accident grave. Le processus de qualification doit être achevé avant le démarrage de la tranche, en particulier pour les matériaux et équipements nouveaux.</p> <p>Le concepteur doit préciser son approche générale de qualification des équipements classés ; cette approche doit être appliquée à tous les types d'équipements (mécaniques, électriques...) à l'intérieur et à l'extérieur du bâtiment du réacteur et tenir compte des conditions accidentelles internes et externes ainsi que du vieillissement.</p> <p>Pour cette approche, les méthodes de qualification et les profils standards enveloppant les conditions ambiantes pour les situations de référence de même que pour les</p>	C1	3.7.1.1.1.1 Données relatives à la qualification aux conditions d'ambiance (pression, température, irradiation). 3.7.1.1.1.2 Programmes de qualification applicables.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 36/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	situations d'accident grave doivent être définies et leur représentativité doit être justifiée (notamment pour le vieillissement).		
B 2.2.1	Pour ce qui concerne les équipements électriques, la qualification peut être obtenue en testant un ou plusieurs échantillons de ces équipements par une séquence de tests représentatifs conventionnels ou par une démonstration claire de la capacité de ces équipements à fonctionner dans des conditions définies, par exemple par analogie avec d'autres équipements ; une combinaison des deux méthodes peut aussi être utilisée. Le retour d'expérience peut aussi être considéré.	C1	3.7.1.1.1.2.1 Méthodes de qualification.
B 2.2.1	En principe, les séquences d'essais pour la qualification sismique incluent le vieillissement avant les essais sismiques et les séquences d'essais pour la qualification à l'accident de perte de réfrigérant primaire (APRP) incluent le vieillissement et les essais de qualification sismique avant les essais APRP. Pour ces essais APRP, des profils correspondant à des conditions thermodynamiques, chimiques et d'irradiation enveloppes dans l'enceinte de confinement doivent être définis avec des marges adéquates.	C1	3.7.1.1.1.1.1 Données relatives à la qualification aux conditions d'ambiance (pression, température, irradiation). 3.7.1.1.1.2.2 Programmes de qualification applicables.
B 2.2.1	Dans le but d'éviter toute dégradation de la fonction de refroidissement de secours du cœur, la production de débris en conditions accidentelles, en particulier de débris de matériaux d'isolation, doit être prise en compte dans l'approche de qualification.	C1	3.7.1.1.1.1.4. Données relatives à la qualification à l'eau chargée et active.
B.2.2.2	<b>B.2.2.2 - Systèmes de sûreté informatisés</b> Pour obtenir la haute fiabilité nécessaire pour les systèmes de contrôle-commande, le concepteur doit, lorsque des systèmes informatisés sont utilisés, mettre en place des exigences de sûreté spécifiques, pour la qualification de tels systèmes informatisés pour chaque classe de sûreté, y compris des règles de conception pour les logiciels.	C1	7.1 Principes de conception du contrôle-commande.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 37/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
B.2.2.2	<p>Les trois principes principaux pour la conception de calculateurs pour des systèmes de sûreté sont l'évitement de défauts, l'élimination des défauts et la tolérance aux défauts.</p> <p>L'évitement des défauts peut être mis en oeuvre dans une approche de construction par des règles et directives strictes applicables durant tout le cycle de vie d'un système, incluant la spécification du système (matériels, logiciels et intégration), la production (conception, codage des logiciels et mise en place des matériels, essais), l'exploitation et la maintenance.</p> <p>L'évitement des défauts doit être complété par une approche analytique pour l'élimination des défauts. Ceci inclut des procédures non formelles comme des inspections, des relectures, des audits, des revues de même que des procédures formelles comme des preuves d'exactitude, des analyses statiques et différents essais d'intégration.</p>	C1	<p>7.1 Principes de conception du contrôle-commande.</p> <p>7.2.3 Principes de qualification des équipements et systèmes de contrôle-commande.</p>
B.2.2.2	<p>Pour faire face aux défauts résiduels qui subsisteraient en dépit de toutes les mesures prises pour l'évitement et l'élimination des défauts, la tolérance aux défauts doit être introduite dans la conception. Pour les matériels, ceci peut être atteint par la redondance et la diversification. La diversification doit être examinée pour obtenir la tolérance aux défauts des logiciels.</p>	C1	<p>7.1.1.6 Diversification et traitement des risques de défaillances de cause commune.</p>
B.2.3.1	<p><b>B.2.3 - Exigences applicables à des fonctions de sûreté spécifiques</b></p> <p><b>B.2.3.1 - Fonction de contrôle de la réactivité</b></p> <p>La fonction de contrôle de la réactivité peut être accomplie par des barres de contrôle et des systèmes d'injection d'eau borée, incluant un système de borication supplémentaire à deux trains, chacun d'eux étant capable d'amener le réacteur de l'état contrôlé à l'état d'arrêt sûr pour tout transitoire, incident ou accident de référence autre qu'une perte de réfrigérant primaire, sans solliciter l'ouverture des soupapes de sûreté du pressuriseur. Ce système doit être classé F1B pour cette fonction de sûreté et peut être mis en service manuellement.</p>	C1	<p>5.3.4 Mécanisme de contrôle des grappes de contrôle.</p> <p>6.7 Système de borication de sécurité (RBS).</p> <p>9.3.2 Circuit de contrôle volumétrique et chimique (RCV).</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 38/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
B.2.3.1	De plus, ce système doit être mis en service automatiquement pour les transitoires avec défaillance de l'arrêt d'urgence ; les fonctions de contrôle-commande correspondantes doivent être classées F2. Concernant les ouvertures intempestives des vannes du circuit secondaire de même que les brèches des lignes secondaires, le concepteur doit préciser si le réacteur peut redevenir critique après l'arrêt d'urgence du réacteur au cours de tels transitoires, incidents ou accidents ; les équipements de contrôle-commande doivent être classés en conséquence.	C1	7.3.1.2.6 Fonctions d'initiation RRC-A.
B.2.3.1	Concernant les ouvertures intempestives des vannes du circuit secondaire de même que les brèches des lignes secondaires, le concepteur doit préciser si le réacteur peut redevenir critique après l'arrêt d'urgence du réacteur au cours de tels transitoires, incidents ou accidents ; les équipements de contrôle-commande doivent être classés en conséquence.	C1	15.2 Etudes d'accidents.
B.2.3.1	Concernant les dilutions du bore homogènes, le concepteur doit étudier la mise en place de l'activation de l'arrêt d'urgence ou d'un système de borication au moins pour les transitoires de référence de dilution homogène.	C1	7.5.9 Instrumentation du bore. 6.7 Système de borication de sûreté (RBS). 15 Etudes des conditions de fonctionnement de référence (PCC). 19.2.4.1 Prévention de la fusion du cœur à haute pression et échauffement direct de l'enceinte.
B.2.3.1	En tout état de cause, la fiabilité de la fonction d'arrêt d'urgence doit être suffisamment élevée pour contribuer à « pratiquement éliminer » les séquences de fusion du cœur à haute pression. Nonobstant le rôle du système de borication supplémentaire, des moyens adéquats doivent être mis en œuvre dans cet objectif, tels qu'une diversification des composants principaux du système d'arrêt d'urgence (mesures physiques, signaux et traitements associés, disjoncteurs d'arrêt d'urgence).	C1	6.7 Système de borication de sécurité (RBS). 7.3.1 Architecture du système de protection. 7.5.9 Instrumentation du bore. 19.2.4.1 Prévention de la fusion du cœur à haute pression et échauffement direct de l'enceinte.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6  
PAGE : 39/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
B 2.3.1	Comme indiqué dans la section <b>A.1.3</b> , les accidents de réactivité résultant de l'introduction rapide d'eau froide ou d'eau insuffisamment borée doivent être évités par des dispositions de conception de telle sorte qu'ils puissent être « exclus ». Parmi ces dispositions de conception, des dispositifs automatiques permettant d'éviter la formation intempestive d'un bouchon d'eau diluée, des dispositifs de détection de fuite, le suivi de la concentration en bore des systèmes doivent être considérés autant qu'il est approprié.	C1	19.2.4.2 Prévention des accidents d'injection rapide de réactivité.
B.2.3.2	<b>B.2.3.2 - Fonction d'évacuation de la puissance résiduelle</b> La fonction d'évacuation de la puissance résiduelle doit être assurée avec une fiabilité élevée. De manière générale, un système à quatre trains conçu pour accomplir la fonction d'évacuation de la puissance résiduelle et la fonction d'injection de sécurité à basse pression peut convenir dans la mesure où des dispositions adéquates sont mises en œuvre pour les parties du système d'évacuation de la puissance résiduelle situées à l'extérieur du bâtiment du réacteur, de manière à « pratiquement éliminer » les séquences d'accident grave avec bipasse du confinement.	C1	6.3 Système d'injection de sécurité et de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RIS-RA). 19.2.4.5 Prévention des bypasses de l'enceinte de confinement.
B.2.3.2	La puissance résiduelle doit être transportée du système combiné d'évacuation de la puissance résiduelle et d'injection de sécurité à basse pression à la source froide ultime par un système de refroidissement intermédiaire.	C1	9.2.2 Circuit de réfrigération intermédiaire de l'îlot nucléaire (RRI).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 40/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
B.2.3.2	<p>Cependant, une démonstration détaillée doit être fournie par le concepteur concernant l'obtention de l'état d'arrêt sûr pour les différentes situations accidentelles à considérer pour les différents états de la tranche. Une attention particulière doit être portée aux séquences d'événements pour lesquelles un basculement d'un mode d'exploitation à l'autre des trains du système combiné d'évacuation de la puissance résiduelle et d'injection de sécurité à basse pression est nécessaire ainsi qu'aux délais correspondants ; en outre la diversification et l'adéquation des signaux d'injection automatique d'eau ainsi que le caractère suffisant du débit d'appoint doivent être justifiés ; enfin, l'adéquation de l'appoint d'eau manuel prévu pour faire face à une défaillance des moyens automatiques doit être démontrée.</p> <p>Le retour d'expérience a montré qu'une attention particulière doit être portée à la possibilité d'une perte d'un niveau d'eau adéquat durant les états d'arrêt où le cœur est dans la cuve du réacteur.</p>	C1	15.2 Etudes d'accidents.
B2.3.2	<p>Des dispositions de conception doivent être mises en oeuvre afin de réduire le besoins d'exploitation à mi-boucles quand le cœur est dans la cuve du réacteur et afin de faire face à la perte du système normal d'évacuation de la puissance résiduelle.</p>	C1	6.3 Système d'injection de sécurité et de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RIS-RA). 13.2 Principes d'exploitation 18.1 Etudes probabilistes de sûreté niveau 1. 19.1 Etudes RRC-A.
B.2.3.2	<p>De plus, les caractéristiques de conception de la mesure du niveau d'eau dans les boucles nécessitent une attention particulière ; des moyens diversifiés devraient être mis en place.</p>	C1	7.3.1 Architecture du système de protection.
B.2.3.2	<p>Les hypothèses relatives à la remise en service des pompes du système d'évacuation de la puissance résiduelle après une baisse du niveau d'eau doivent être clairement justifiées.</p>	C1	6.3 Système d'injection de sécurité et de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RIS-RA).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 41/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
B.2.3.2	Enfin, les situations qui nécessitent un abaissement du niveau d'eau dans le circuit primaire au cours des états d'arrêt doivent être définies et justifiées par le concepteur, de même que les dispositions - incluant les marges de conception, l'instrumentation et les procédures adéquates – mises en œuvre pour faire face aux risques associés.	C1	13.2.1 Principes de conduite normale. 15.2 Etudes d'accidents.
B.2.3.3	<p><b>B.2.3.3 - Fonction de refroidissement de secours du cœur</b></p> <p>Les hypothèses de brèches à considérer pour la fonction de refroidissement de secours du cœur sont définies dans la section <b>B.1.2</b> ; les autres hypothèses relatives à la conception des systèmes correspondants sont indiquées dans la partie <b>D.2</b>.</p> <p>La fonction de refroidissement de secours du cœur peut être assurée par un concept optimisé comprenant une injection de sécurité à moyenne pression dans les branches froides avec une pression de refoulement inférieure au point de consigne d'ouverture des soupapes de sûreté des générateurs de vapeur, des accumulateurs injectant dans les branches froides et une injection de sécurité à basse pression dans les branches froides, avec basculement à une injection combinée dans les branches froides et chaudes après une période de quelques heures, les systèmes d'injection utilisant l'eau d'un grand réservoir d'eau implanté à l'intérieur du bâtiment de confinement.</p>	C1	6.3 Système d'injection de sécurité et de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RIS-RA).
B.2.3.3	La mise en place d'un grand réservoir d'eau borée à l'intérieur du bâtiment du réacteur apporte des avantages significatifs pour faire face aux accidents de perte de réfrigérant primaire. Néanmoins, une attention appropriée doit être portée au bon mélange de l'eau contenue dans le réservoir et à l'accroissement de la température de cette eau (une sous-saturation devrait être maintenue) au cours de tels accidents (en relation avec le volume du réservoir), ainsi qu'à la qualité de l'eau pour la conception des pompes du système de refroidissement de secours du cœur.	C1	6.3.2.2 Hypothèses de dimensionnement.
B.2.3.3	La fonction du système de refroidissement de secours du cœur pour « pratiquement éliminer » les situations de fusion du cœur à haute pression doit aussi être considérée.	C1	19.2.4.1 Prévention de la fusion du cœur à haute pression et échauffement direct de l'enceinte.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 6  
PAGE : 42/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
B.2.3.4	<p><b>B.2.3.4 - Fonction d'évacuation de la chaleur par les circuits secondaires</b></p> <p>La fonction d'évacuation de la chaleur par les circuits secondaires mérite une attention particulière. Elle doit avoir la capacité d'évacuer la chaleur du cœur du réacteur via les générateurs de vapeur en association avec les vannes de décharge des générateurs de vapeur et de l'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur pendant les transitoires, incidents et accidents de référence. Après un arrêt du réacteur, la transition du côté primaire de l'état sous-critique à chaud à des conditions intermédiaires doit être assurée par cette fonction pour permettre ensuite l'obtention de l'état sous-critique à froid par la fonction d'évacuation de la chaleur résiduelle côté primaire.</p> <p>Pour des événements particuliers (petite brèche primaire et rupture d'un tube de générateur de vapeur), la fonction d'évacuation de la chaleur par les circuits secondaires doit avoir la capacité d'assurer de manière fiable le refroidissement du circuit primaire jusqu'aux conditions permettant le fonctionnement du système de refroidissement de secours du cœur (fiabilité du système de démarrage et d'arrêt, fiabilité du contournement au condenseur).</p>	C1	<p>6.6 Alimentation de secours des générateurs de vapeur (ASG).</p> <p>6.8 Circuit de décharge à l'atmosphère (VDA).</p> <p>10.3 Circuit de vapeur principal (VVP partie classée de sûreté).</p> <p>10.4 Caractéristique des circuits eau et vapeur du secondaire.</p> <p>10.6 Circuit d'eau alimentaire principal (ARE).</p> <p>15.2 Etudes d'accidents.</p>
B.2.3.4	<p>Pour obtenir « l'élimination pratique » des séquences de fusion du cœur à haute pression liées à la perte des systèmes d'alimentation en eau normal et de secours, le concepteur doit mettre en place et justifier une combinaison adéquate de moyens, incluant un système indépendant de démarrage et d'arrêt, une réserve d'eau accrue dans chaque générateur de vapeur en comparaison avec les tranches existantes, l'utilisation du gavé-ouvert secondaire de même que du gavé-ouvert primaire (mis en service automatiquement ou manuellement).</p>	C1	<p>5.4.8 Vannes spécifiques pour la dépressurisation en accidents graves.</p> <p>10.4.4.4 Le poste d'eau (ABP-ADG-APA-AHP-AAD).</p> <p>19.2.4.1 Prévention de la fusion du coeur à haute pression et échauffement direct de l'enceinte.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 43/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
B.2.3.5	<p><b>B.2.3.5 - Fonction d'évacuation de la puissance hors de l'enceinte de confinement</b></p> <p>La fonction d'évacuation de la chaleur de l'enceinte de confinement dans les conditions d'une fusion du cœur à basse pression peut être réalisée par un système accomplissant une aspersion dans l'enceinte et un refroidissement du corium, divisé en deux trains, un train étant suffisant au bout de 15 jours pour maintenir la pression dans l'enceinte en dessous de la pression de dimensionnement. Ces trains seraient refroidis par une chaîne dédiée diversifiée par rapport au système de refroidissement intermédiaire des équipements utilisé par les systèmes liés à la prévention de la fusion du cœur. Les deux trains de cette chaîne de refroidissement dédiée seraient secourus électriquement par les petits diesels tels que décrits au paragraphe <b>B.2.4.1</b>.</p>	C1	6.2.7 Système d'évacuation de chaleur de l'enceinte de confinement.
B.2.3.5	<p>Il est souligné qu'un système d'évacuation de la chaleur de l'enceinte de confinement avec une recirculation de fluide radioactif en dehors de cette enceinte implique de traiter les défaillances possibles des tuyauteries correspondantes et les conséquences radiologiques associées.</p>	C1	15.2 Etudes d'accidents. 15.3 Conséquences radiologiques.
B.2.3.6	<p><b>B.2.3.6 - Fonctions de protection contre les surpressions et de dépressurisation du circuit primaire</b></p> <p>Une protection adéquate du circuit primaire contre les surpressions doit être mise en place pour les différents transitoires, incidents et accidents de référence ainsi que pour les transitoires avec défaillance de l'arrêt d'urgence.</p>	C1	3.6.3.1 Analyse de la protection contre la surpression des CPP et CSP en puissance. 5.2.4 Protection contre les surpressions. 5.4.7 Soupapes de sûreté du pressuriseur.
B.2.3.6	<p>Une protection contre les surpressions doit aussi être mise en place pour les circuits connectés au circuit primaire (comme le système conçu pour accomplir la fonction d'évacuation de la puissance résiduelle et l'injection de sécurité à basse pression, lorsqu'il est connecté au circuit primaire).</p>	C1	6.3 Système d'injection de sécurité et de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RIS-RA).





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 6  
PAGE : 44/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
B.2.3.6	Concernant les surpressions à froid, une protection adéquate de ce système et du système de refroidissement du réacteur dans les états d'arrêt à froid peut être fournie par les soupapes de sûreté du pressuriseur, leur ouverture étant commandée par un ordre dédié élaboré par un signal de pression dérivé d'un seuil de pression.	C1	3.6.3.2 Analyse de la protection contre les surpressions en état d'arrêt à froid. 5.2.4 Protection contre les surpressions. 5.4.7 Soupapes de sûreté du pressuriseur.
B.2.3.6	D'un autre côté, le système de dépressurisation du circuit primaire doit être conçu pour contribuer à la prévention de la fusion du cœur par la fonction gavé-ouvert primaire.  La fonction de dépressurisation ayant pour but de transformer les séquences de fusion du cœur à haute pression en séquences de fusion du cœur à basse pression (cf. section <b>A.1.3</b> ) peut être assurée en ajoutant à la fonction de dépressurisation des soupapes du pressuriseur, une vanne de décharge dédiée munie d'une vanne d'isolement, ces vannes étant conçues de telle sorte que leur ouverture puisse être garantie même pour des températures de gaz élevées. Cette fonction de décharge doit être disponible en cas de perte des sources électriques externes et d'indisponibilité de tous les diesels. Une fois ouverte, la décharge devrait rester ouverte avec une haute fiabilité tout au long de la progression de l'accident.	C1	5.4.7 Soupapes de sûreté du pressuriseur. 5.4.8 Vannes spécifiques pour la dépressurisation en accidents graves. 19.2.2.2 Dépressurisation du circuit primaire.
B.2.3.7	<b>B.2.3.7 - Fonction de protection contre les surpressions dans les circuits secondaires</b>  La fonction de protection contre les surpressions dans les circuits secondaires peut être réalisée par une association de lignes de décharge de vapeur isolables et de soupapes de sûreté implantées entre le bâtiment du réacteur et les vannes d'isolement de vapeur principales. Le caractère adéquat de cette association de lignes de décharge et de soupapes de sûreté doit être vérifié en considérant aussi l'évacuation de la puissance résiduelle, la limitation des rejets radioactifs et la prévention d'un refroidissement excessif du cœur du réacteur.	C1	6.8 Circuit de décharge à l'atmosphère (VDA) 10.3 Circuit de vapeur principal (VVP partie classée de sûreté).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 6  
PAGE : 45/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
B.2.3.7	Pour la fonction de protection contre les surpressions, l'arrêt d'urgence du réacteur peut être pris en compte en tant que mesure de réduction de la pression, ce qui permet de réduire la capacité de décharge totale, pourvu que la fiabilité et la diversification des dispositions relatives à l'arrêt d'urgence du réacteur soient similaires à celles relatives à la protection du cœur. Cette approche peut être utilisée pour les transitoires, incidents et accidents de référence.	C1	3.6.3.1.2 Analyse de la protection contre les surpression côté secondaire.
B.2.3.7	Pour les transitoires, de brefs dépassements de la pression de dimensionnement des tuyauteries de vapeur peuvent être tolérés pour autant que les soupapes de sûreté ne soient pas sollicitées. En outre, les transitoires avec défaillance de l'arrêt d'urgence doivent être traités ; les transitoires les plus pénalisants quant à l'accroissement de la pression du côté primaire et du côté secondaire doivent être examinés, en tenant compte des durées des transitoires et de l'influence de ces durées sur la fiabilité des vannes secondaires.	C1	3.6.3.1.2 Analyse de la protection contre les surpression côté secondaire.
B.2.3.7	Les vannes de décharge et les soupapes de sûreté doivent être qualifiées pour les conditions de fluides qui pourraient survenir pendant leur utilisation.	C1	3.7.1 Qualification des EIPs aux conditions accidentelles. 6.8 Circuit de décharge à l'atmosphère (VDA) 10.3 Circuit de vapeur principal (VVP partie classée de sûreté).
B.2.3.7	Plus précisément, du point de vue de la sûreté, la fonction de protection contre les surpressions secondaires pourrait être accomplie pour chaque générateur de vapeur par deux soupapes de sûreté, chacune d'elles ayant une capacité de décharge de 25%, en plus d'une ligne de décharge de vapeur (avec une vanne d'isolement et une vanne de décharge régulée) ayant une capacité de décharge de 50 %. Le point de consigne pour l'arrêt d'urgence du réacteur serait fixé à une valeur inférieure ou égale à la pression de conception des générateurs de vapeur. Les points de consigne et les caractéristiques d'ouverture des soupapes de sûreté et des vannes de décharge devraient être choisis de telle sorte qu'il n'y ait pas de sollicitation des soupapes de sûreté en cas de rupture d'un tube de générateur de vapeur.	C1	6.8 Circuit de décharge à l'atmosphère (VDA) 10.3 Circuit de vapeur principal (VVP partie classée de sûreté).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 6  
PAGE : 46/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
B.2.3.7	Ce concept implique le classement des lignes de décharge de vapeur comme systèmes F1A ; de plus, une fiabilité adéquate des vannes correspondantes doit être clairement démontrée.	C1	3.2.2 Listes de classement. 6.8 Circuit de décharge à l'atmosphère (VDA) 10.3 Circuit de vapeur principal (VVP partie classée de sûreté).
B.2.4	<b>B.2.4 - Exigences applicables aux systèmes de sûreté supports</b> <b>B.2.4.1 - Alimentations électriques</b> Les alimentations électriques sont essentielles comme systèmes supports pour la réduction de la fréquence de fusion du cœur et pour "l'élimination pratique" des séquences de fusion du cœur à haute pression. Pour une installation générale de la tranche avec des systèmes de sûreté à quatre trains, une fiabilité adéquate des alimentations électriques pourrait être obtenue par la mise en place de quatre diesels principaux identiques, complétés par deux petits diesels capables de secourir en particulier deux des pompes d'alimentation de secours des générateurs de vapeur et les systèmes supports nécessaires.	C1	8.3 Alimentation électrique de l'îlot nucléaire.
B.2.4	Les petits diesels doivent être diversifiés par rapport aux quatre diesels principaux afin d'éliminer autant que possible les défaillances de cause commune entre les deux types de diesels, en tenant compte du retour d'expérience de tels diesels, et connectés à des jeux de barres électriques de tensions différentes.	C1	8.3.4 Différences entre générateurs diesels principaux et générateurs diesels d'ultime secours.
B.2.4	L'indépendance entre les diesels principaux et les petits diesels doit être complètement justifiée par une étude des modes de défaillance des diesels. Notamment, les probabilités de défaillance des diesels principaux et des petits diesels doit tenir compte des risques de défaillance de leurs batteries, en considérant de façon appropriée le retour d'expérience correspondant.	C1	8.3.4 Différences entre générateurs diesels principaux et générateurs diesels d'ultime secours. 18.1.1 TAB 26 Données de fiabilité.
B.2.4	Une considération appropriée doit aussi être portée aux tableaux électriques et aux possibilités de défaillances de cause commune dans ces tableaux.	C1	8.3 Alimentations électriques de l'îlot nucléaire.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 47/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
B.2.4.2	<p><b>B.2.4.2 - Système de refroidissement intermédiaire et système d'eau brute secouru</b></p> <p>Le système de refroidissement intermédiaire et le système d'eau brute secouru sont des systèmes supports importants pour transférer à la source froide ultime la chaleur résiduelle du système conçu pour accomplir les fonctions d'évacuation de la puissance résiduelle et d'injection de sécurité à basse pression.</p> <p>Les défaillances possibles de cause commune du système de refroidissement intermédiaire et du système d'eau brute secouru doivent être complètement étudiées.</p>	C1	9.2.1 Circuit d'eau brute secourue (SEC). 9.2.2 Circuit de réfrigération intermédiaire (RRI). 18.1 Etudes probabilistes de sûreté niveau 1.
B.2.4.2	<p>De plus, le concepteur doit montrer que la capacité d'évacuation de la chaleur de chaque échangeur de chaleur entre le système de refroidissement intermédiaire et le système d'eau brute secouru est adéquate pour toutes les conditions d'exploitation normales, incluant les états à l'arrêt, de même que pour les transitoires, incidents et accidents de référence. La fiabilité des dispositifs d'isolement pour les circuits dont les charges calorifiques ne sont pas considérées doit être étudiée en détail.</p>	C1	9.2.1 Circuit d'eau brute secourue (SEC). 9.2.2 Circuit de réfrigération intermédiaire (RRI). 15.2 Etudes d'accidents.
C.1	<p><b>C - PREVENTION DES ACCIDENTS ET CARACTERISTIQUES DE SURETE DE LA TRANCHE</b></p> <p><b>C.1 - REDUCTION DES FREQUENCES DES EVENEMENTS INITIATEURS</b></p> <p>L'objectif de réduction des fréquences des événements initiateurs - comme demandé dans la section <b>A.1.2</b> - implique d'évaluer l'expérience d'exploitation pour augmenter, autant que possible, la fiabilité des systèmes et équipements d'exploitation (par exemple le système d'alimentation normale en eau des générateurs de vapeur) et d'éliminer aussi largement que possible l'apparition de phénomènes pouvant mettre en cause l'intégrité des équipements mécaniques comme les vibrations, la corrosion, la cavitation...</p>	C1	3.6 Systèmes et composants mécaniques. 9.6 Chimie et Radiochimie des Fluides. 10.6 Système d'eau alimentaire principal.
C.1	<p>Le retour d'expérience montre notamment que des dispositions adéquates doivent être mises en œuvre pour maîtriser les phénomènes de fatigue thermique liés au mélange de fluides chauds et froids. Leur adéquation doit être justifiée.</p>	C1	3.6.1 Chargements.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 48/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
C.1	Des dispositions de conception permettant de réduire les fréquences des événements initiateurs doivent être considérées pour tous les types d'événements qui contribuent à la fréquence totale de fusion du cœur. Il est important de considérer les événements initiateurs pour tous les états d'exploitation, incluant la pleine puissance, la faible puissance, et tous les états d'arrêts pertinents.	C1	15 Etudes des conditions de fonctionnement de référence (PCC). 18 Etudes probabilistes de sûreté. 19 Réduction des risques.
C.1	La qualité de la conception, de la fabrication, de la construction, de l'exploitation et de la maintenance doit garantir que les dysfonctionnements conduisant à la mise en service de fonctions de sûreté sont peu probables.	C1	1.6.2 Codes techniques EPR. 3.7.1 Qualification des EIPs aux conditions accidentelles. 13.2 Principes d'exploitation.
C.2.1	<p><b>C.2 - Redondance et diversification</b></p> <p><b>C.2.1 - Critère de défaillance unique et maintenance préventive</b></p> <p>Un système est conçu selon le critère de défaillance unique s'il est capable de remplir sa fonction en dépit d'une défaillance unique indépendante de l'événement dont la maîtrise nécessite le fonctionnement du système. La défaillance unique postulée peut être active à court et à long termes ou passive à long terme (après 24 heures).</p> <p>Une défaillance unique active est définie comme une défaillance ou une erreur de position suffisante pour empêcher un équipement d'accomplir une fonction de sûreté attendue. Une telle défaillance peut avoir les caractéristiques suivantes :</p> <p>a) dysfonctionnement d'un équipement mécanique ou électrique qui suppose un mouvement mécanique pour accomplir la fonction attendue à la demande (par exemple fonctionnement d'un relais, démarrage d'une pompe, défaillance d'une vanne à l'ouverture ou à la fermeture, etc...),</p> <p>b) dysfonctionnement d'un équipement de contrôle-commande.</p>	C1	3.1.1.2.5.4 Le critère de défaillance unique.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 49/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
C.2.1	Les conséquences de mises en service intempestives d'équipements dues à des défaillances uniques dans les systèmes de contrôle-commande doivent en particulier être étudiées pour identifier les points faibles, s'il y en a, dans la séparation des équipements redondants et dans les systèmes de contrôle-commande (comme détaillé dans la partie <b>G.3</b> ).	C1	7.1 Principes de conception du contrôle-commande. 7.3 Systèmes de contrôle-commande classés F1. 7.4 Systèmes de contrôle-commande classés F2 et non classés.
C.2.1	Certaines défaillances actives uniques peuvent être exclues lors de l'application du critère de défaillance unique pour la conception des systèmes ; de telles exclusions doivent être clairement justifiées par des méthodes appropriées en relation avec des dispositions de conception et d'exploitation précises, tenant compte de l'expérience d'exploitation. Les justifications devraient inclure une analyse des conséquences de la défaillance avec des hypothèses réalistes. De telles exceptions pourraient inclure : a) la défaillance à l'ouverture des clapets des accumulateurs, b) la défaillance à la fermeture d'une vanne d'isolement des tuyauteries de vapeur principale en cas de rupture d'un ou plusieurs tubes de générateurs de vapeur (le comportement de la ligne de vapeur principale remplie d'eau et la quantité de réfrigérant primaire perdue doivent être précisées de même que les conséquences radiologiques possibles).	C1	3.1.2.5.4 Le critère de défaillance unique. 3.2 Classement des ouvrages, matériels et systèmes.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 6  
PAGE : 50/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
C.2.1	<p>Une défaillance unique passive est définie comme une défaillance qui apparaît dans un équipement qui n'a pas besoin de changer d'état pour réaliser sa fonction. Une défaillance passive peut être :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- une fuite de l'enveloppe sous pression d'un système de fluide ; une telle fuite est, si elle n'est pas détectée et isolée, supposée s'accroître jusqu'au débit correspondant à une rupture totale ;</li><li>- une autre défaillance mécanique mettant en cause la ligne de débit correspondant au fonctionnement normal d'un système de fluide.</li></ul> <p>La prise en compte des défaillances passives seulement pour le long terme (après plus de 24 h) de fonctionnement des systèmes de sûreté, avec un taux de fuite supposé conventionnellement égal à 200 litres par minute jusqu'à l'isolement de la fuite, est acceptable en principe. Cependant, pour chaque système F1, des études de sensibilité doivent être réalisées pour montrer que le cas d'une défaillance unique passive à court terme (avant 24 h) de même que le cas d'un taux de fuite plus grand que 200l/mn (jusqu'à la rupture d'une tuyauterie connectée d'un diamètre intérieur de 50 mm) sont couverts par la prise en compte des défaillances uniques actives ou ne conduisent pas à un effet falaise pour ce qui concerne l'efficacité du système ainsi que les conséquences radiologiques.</p> <p>De plus, les fuites possibles à court terme doivent être considérées pour tous les barillets passifs.</p>	C1	<p>3.1.1.2.5.4 Le critère de défaillance unique.</p> <p>15.2.1 Etude de la défaillance unique passive.</p>
C.2.1	<p>En tout état de cause, le concepteur doit indiquer précisément les mesures de prévention et de limitation des conséquences qu'il mettra en œuvre pour traiter les défaillances passives, y compris les dispositions relatives à la détection et à l'isolement des fuites de même qu'à la reprise de l'eau. Les exigences F1 (à l'exception possible de la redondance) doivent être appliquées aux dispositifs de détection et d'isolement correspondants.</p>	C1	<p>15.2.1 Etude de la défaillance unique passive.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 51/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
C.2.1	<p>La maintenance préventive est définie comme la mise hors service d'équipements à des moments définis indépendamment de l'apparition de défaillances. Pendant les périodes de maintenance préventive, les équipements concernés sont considérés indisponibles pour la fonction pour laquelle ils ont été conçus.</p> <p>Si la nature de la maintenance préventive est telle que le système peut être remis dans un état opérationnel dans un délai approprié permettant la réalisation de la fonction de sûreté en cas de demande, la partie du système doit être considérée comme disponible.</p>	C1	15.0.2.8 Prise en compte de la maintenance préventive.
C.2.1	<p>Si la maintenance préventive est réalisée au cours des périodes de temps où un système F1 peut être amené à fonctionner à la demande ou est en attente, cette maintenance doit être combinée avec l'application du critère de défaillance unique (au niveau du système pour les systèmes F1A, au niveau de la fonction pour les systèmes F1B), en tenant compte de la capacité nécessaire pour la fonction de sûreté correspondante pendant la situation correspondante. Pour chaque système de sûreté pour lequel des essais périodiques seront réalisés sur un train pendant la maintenance préventive d'un autre train, des mesures appropriées doivent être prises pour éviter l'indisponibilité d'un train d'un système de sûreté pendant les tests.</p>	C1	13.2.4.2.2 Indisponibilisation pour maintenance préventive. 13.2.4.2.3 Mise en oeuvre de la maintenance préventive des système
C.2.1	<p>Des inter-connexions entre les trains d'alimentation en courant électrique alternatif de puissance ne devraient être permises que pour la maintenance et seulement entre deux des quatre trains (trains 1 et 2 d'un côté, trains 3 et 4 de l'autre côté). Pendant le fonctionnement en puissance, la maintenance ne devrait pas être réalisée sur plus d'un train au même moment.</p>	C1	8.3 Alimentation électrique de l'îlot nucléaire.
C.2.2	<p><b>C.2.2 - Etude probabiliste de sûreté et diversification</b></p> <p>Les possibilités de défaillances de cause commune doivent être éliminées autant que possible par une conception et des règles d'installation des équipements adéquates, incluant par exemple le choix d'équipements diversifiés.</p> <p>Il faut noter que, pour des événements initiateurs fréquents, l'exigence de fiabilité d'une fonction de sûreté est tel que deux systèmes ou équipements diversifiés pourraient s'avérer nécessaires.</p>	C1	7.1 Principes de conception du contrôle-commande. 8.3 Alimentation électrique de l'îlot nucléaire. 18 Etudes probabilistes de sûreté.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 6  
PAGE : 52/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
C.2.2	Pour déterminer la combinaison adéquate de redondance et de diversification des systèmes de sûreté, le concepteur peut, comme indiqué dans la section <b>A.2.6</b> , utiliser des objectifs probabilistes en tant que valeurs d'orientation ; dans ce cas, des valeurs d'orientation de $10^{-6}$ par an pour les probabilités de fusion du cœur due aux événements internes respectivement pour les états en puissance et les états d'arrêt pourraient être utilisées, en gardant à l'esprit la nécessité de considérer les incertitudes associées.	C1	18.0.5.1 Cibles probabilistes pour la vérification de la conception liées au risque de fusion du coeur.
C.2.2	Pour la réalisation des études probabilistes de sûreté, la liste des événements initiateurs doit être aussi complète que possible, même pour la première étude au stade de la conception ; elle doit au moins traiter toutes les séquences déjà étudiées dans les études probabilistes de sûreté françaises, y compris les événements dans les états d'arrêt, même avec des estimations très grossières de leurs fréquences dans une première étape.	C1	18.1.2.1.3 Initiateurs.
C.2.2	L'utilisation de modèles simplifiés et de données génériques de même que la limitation des calculs à une durée de 24 heures peuvent être suffisantes pour fournir des indications valables dans une première étape pour la conception des centrales électronucléaires de puissance de la prochaine génération. Néanmoins, même au stade de la conception, il serait approprié d'étudier des événements spécifiques qui pourraient survenir après 24 heures (par exemple le remplissage d'un réservoir) dans le but de montrer l'absence d'effet falaise.	C1	18.1.2 Identification des dispositions et des séquences fonctionnelles RRC-A. 19.1.0 Hypothèses et exigences de l'analyse de sûreté RRC-A. 19.1.2 Présentation des dispositions et conditions de fonctionnement RRC-A.
C.2.2	En particulier, une attention appropriée doit être portée aux agressions externes qui nécessiteraient de longs temps de fonctionnement pour certains systèmes.	C1	18.3 Etudes probabilistes de sûreté agressions.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6  
PAGE : 53/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
C.2.2	<p>Concernant les défaillances de cause commune, le concepteur doit considérer ce type de défaillances pour les parties de composants à l'intérieur d'un système et étudier les possibilités de défaillances de cause commune entre systèmes différents.</p> <p>Il ne serait pas approprié d'exclure a priori les possibilités de défaillances de cause commune pour les équipements en fonctionnement continu et dans le même état de fonctionnement avant et pendant l'accident, ou pour les équipements appartenant à une large population de composants identiques exploités dans des conditions similaires. De telles exclusions doivent être traitées au cas par cas. En particulier, des défaillances de fonctionnement de cause commune durant le temps nécessaire à la mission doivent être considérées pour des pompes identiques appartenant au même système et remplissant la même fonction dans les mêmes conditions, .</p>	C1	<p>18 Etudes probabilistes de sûreté.</p> <p>La fiche réponse ENFCFF100384, transmise par courrier ECEP110273, dans le cadre de la Position/Action Action n°ACNEN-2008-002 / Point DCC inter-systèmes, répond à la présente directive.</p>
C.2.2	<p>Les indisponibilités dues à la maintenance doivent être étudiées dès le début de la phase de conception, en particulier si des opérations de maintenance sont prévues tranche en puissance. L'influence possible d'erreurs humaines durant la maintenance et les essais doit être étudiée au stade de la conception. La maintenance préventive doit être considérée de manière réaliste ; les indisponibilités dues à la maintenance préventive ne devraient pas conduire à une part importante de la fréquence globale de fusion du cœur.</p>	C1	<p>13.2.4.2.3 Mise en oeuvre de la maintenance préventive des systèmes.</p>
C.2.2	<p>D'un autre côté, il est souligné que des délais maximaux de réparation avant l'arrêt du réacteur doivent être spécifiés pour les composants des systèmes de sûreté ; à cette fin, les études probabilistes peuvent aussi être utilisées, en tenant compte des valeurs d'orientation définies ci-dessus, avec une attention appropriée aux incertitudes associées. Les délais maximaux de réparation doivent aussi être cohérents avec « l'élimination pratique » des situations accidentelles qui conduiraient à des rejets précoces importants.</p>	C1	<p>18 Etudes probabilistes de sûreté.</p> <p>19.2.4 Situations pratiquement éliminées.</p> <p>Chapitre III des RGE : Spécifications techniques d'exploitation du réacteur (STE).</p>
C.2.2	<p>La fiabilité humaine est particulièrement difficile à traiter au stade de la conception, puisque les facteurs humains dépendent fortement des caractéristiques spécifiques d'exploitation des tranches qui ne sont pas définies à ce stade (procédures, organisation, ...). La première estimation peut n'être que très grossière.</p>	C1	<p>18.1.1.2.3 Prise en compte du facteur humain.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 54/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
C.2.2	Il est à signaler qu'il n'est pas possible d'évaluer les avantages dus à l'amélioration des interfaces homme-machine sans des résultats expérimentaux. Un programme de recueil de données doit être défini dès que possible.	C1	17.2 Programme d'ingénierie des facteurs humains.
C.2.2	Les hypothèses, critères et données doivent être justifiés. Les données de fiabilité doivent être mises à jour et complètes, en considérant en particulier l'expérience d'exploitation française et allemande ; dans ce domaine, une attention particulière doit être portée aux défaillances de cause commune aussi bien qu'aux systèmes de contrôle-commande (matériels et logiciels).	C1	18.1.1.2.1.4 Défaillance de cause commune. 18.1.1.2.2 Prise en compte du contrôle commande.
C.2.2	Les incertitudes concernant les données de fiabilité, les défaillances de cause commune et la fiabilité humaine doivent être traitées au stade de la conception en réalisant des études de sensibilité.	C1	18 Etudes probabilistes de sûreté. Dans le cadre des notes de synthèse EPS Niv1, une analyse de l'incertitude globale du résultat aux données de fiabilité des matériels et des missions opérateur (en prenant un facteur d'incertitude élevé) est réalisée et est présentée dans ECESN121123A transmise par courrier ECESN121212.
C.2.2	Le concepteur doit aussi évaluer soigneusement les fréquences des séquences conduisant à la fusion du cœur alors que le système d'évacuation de la chaleur hors de l'enceinte de confinement est indisponible et les conséquences correspondantes, en tenant compte des actions possibles des opérateurs. Les séquences avec des fuites initiales de l'enceinte de confinement doivent aussi être étudiées.	C1	18.2 Etudes probabilistes de sûreté niveau 2.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 55/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
C.3	<p><b>C.3 - Facteurs humains</b></p> <p>Comme indiqué dans la section <b>A.2.3</b>, un programme complet d'ingénierie des facteurs humains doit être mis en œuvre. Les sujets suivants devraient être traités dans ce programme, selon un processus itératif autant que nécessaire :</p> <p>a) <u>description et analyse des tâches</u> : ceci couvrirait systématiquement les interactions entre les hommes et les équipements de même que les interactions entre hommes, pour toutes les activités d'exploitation, de maintenance, de réparation et de tests. Dans une première étape, les données seraient collectées de préférence par une observation directe de ces activités dans des tranches existantes, complétée par des interviews et plus tard par des essais sur des maquettes et des simulateurs ;</p> <p>b) <u>allocation de fonctions aux équipements et aux hommes</u> : ceci conduirait notamment à une liste justifiée de tâches à automatiser, à ne pas automatiser ou à partager dans une coopération homme-machine ;</p> <p>c) <u>conception des interfaces</u> : ceci couvrirait la définition des informations à présenter, leur organisation et leur mise en place, en particulier dans la salle de commande principale où une vision globale de l'état réel de la tranche est nécessaire, le système d'alarmes, les moyens de communication pour les différents types d'activités, l'environnement de travail et les moyens de conduite à fournir aux opérateurs ; une attention particulière serait portée à la station de repli définie dans la partie <b>G.3</b> de même qu'aux autres emplacements de travail en dehors de la salle de commande principale;</p> <p>d) <u>organisation des équipes de conduite</u> : ceci couvrirait la définition du nombre requis et des compétences nécessaires pour le personnel, pour en déduire des critères de sélection et des programmes de formation, de même que l'organisation des équipes avec une claire répartition des responsabilités ;</p> <p>e) <u>développement du "guidage" des opérateurs</u>, incluant une documentation et des procédures adéquates ; des procédures informatisées devraient être développées</p>	C1	<p>a) 17.2.2 Contenu du programme d'ingénierie des facteurs humains.</p> <p>b) 17.3.1.3 Automatisation.</p> <p>c) 17.3 Principes de conception de l'interface Homme-Machine.</p> <p>c) 17.4 Système de l'interface Homme-Machine.</p> <p>d) 17.2.2.3.3 Evaluation des spécifications : pronostic des actions futures et ajustements.</p> <p>e) 17.3.2.2.3 Niveau de guidage.</p> <p>f) 17.3 Principes de conception de l'interface Homme-Machine.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 56/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	<p>d'une manière cohérente et intégrée avec les autres interfaces utilisées par les opérateurs ;</p> <p>f) <u>vérification et validation</u> : des ajustements devraient être mis en œuvre en fonction des résultats du processus de vérification et de validation tenant compte des évaluations de la fiabilité humaine dans toutes les phases de conception.</p> <p>Un sujet spécifique concerne le système d'alarme pour lequel le concepteur doit considérer les situations de maintenance, de réparation et d'essais et définir des critères pour la hiérarchisation des alarmes à un stade précoce de la conception. Une telle hiérarchisation ne doit pas empêcher la possibilité de réaliser des tests de cohérence des alarmes qui apparaissent.</p>		
C.4.1	<p><b>C.4 - Radioprotection des travailleurs et des personnes du public</b></p> <p><b>C.4.1 - Radioprotection en exploitation normale</b></p> <p>Pour la mise en œuvre de l'approche ALARA pour les tranches électronucléaires de puissance de la prochaine génération (comme demandé au paragraphe <b>A.2.7.1</b>), une évaluation détaillée du retour d'expérience existant est nécessaire.</p>	C1	<p>12.2 Définition des sources radioactives du circuit primaire.</p> <p>12.4 Prévisionnel dosimétrique.</p>
C.4.1	<p>Cette évaluation concernerait notamment :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>· les débits de dose à proximité du système de refroidissement du réacteur pendant les arrêts, avec les contributions respectives des dépôts de produits de corrosion (<math>^{58}\text{Co}</math>, <math>^{60}\text{Co}</math>, <math>^{124}\text{Sb}</math>) ;</li><li>· les blindages dans le bâtiment du réacteur et les bâtiments auxiliaires.</li></ul>	C1	<p>12.2.2 Dépôts en produits de corrosion actives.</p> <p>12.3 Moyens mis en oeuvre pour la radioprotection.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 57/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
C.4.1	Concernant le choix des matériaux, il serait judicieux, pour les tranches électronucléaires de puissance de la prochaine génération, de réduire autant que possible l'utilisation de stellites et d'antimoine et de sélectionner des matériaux ayant un faible taux d'impuretés de cobalt. Le choix de l'alliage des tubes des générateurs de vapeur doit aussi être justifié par le concepteur, en tenant compte du retour d'expérience relatif aux niveaux d'activité correspondants dans le système de refroidissement du réacteur de même que de la prévention de la corrosion du côté primaire et du côté secondaire.	C1	12.4 Prévisionnel dosimétrique. 12.4.2.3.2.4 Chantier Générateur de Vapeur. 5.4.2.5.1 Pièces de l'enceinte sous pression.
C.4.1	Concernant les blindages, il serait approprié de retenir des valeurs d'activité de dimensionnement pour les produits de fission et les produits de corrosion dans le système de refroidissement du réacteur de manière plus réaliste que pour les tranches existantes, en considérant le retour d'expérience de façon appropriée. Ces activités, avec les spectres correspondants, doivent être spécifiées par le concepteur ; toutes les sources pertinentes d'irradiation doivent être prises en compte (rayonnements neutronique et gamma autour de la cuve du réacteur, $^{16}\text{N}$ autour du système de refroidissement du réacteur...).	C1	12.2 Définition des sources radioactives du circuit primaire.
C.4.1	Les points suivants doivent aussi être spécifiés par le concepteur : <ul style="list-style-type: none"><li>- le taux de purification du réfrigérant primaire en exploitation normale et en arrêt à froid,</li><li>- les dispositions de conception prises pour éviter ou limiter autant que possible les zones où des dépôts de produits de corrosion pourraient s'accumuler,</li><li>- les traitements de surface (tels que le polissage électrolytique) appliqués à des parties du circuit primaire ou de la piscine du réacteur ,</li><li>- les dispositions considérées pour faciliter les opérations de décontamination,</li><li>- les dispositions de conception pour l'utilisation de robots,</li><li>- les dispositions de conception pour faciliter le travail dans le bâtiment de confinement, en réduisant les durées de travail et en accroissant les distances entre les sources radioactives et les travailleurs.</li></ul>	C1	12.2.3.2 Contrôle volumétrique et chimique du circuit primaire (RCV). 12.3 Moyens mis en oeuvre pour la radioprotection. 12.4 Prévisionnel dosimétrique. 12.4.2.3 Etablissement de la dose optimisée. 20 Mise à l'arrêt et démantèlement.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 6  
PAGE : 58/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
C.4.1	De plus, l'impact radiologique des tâches réalisées dans le bâtiment du réacteur pendant l'exploitation en puissance doit être précisément étudié par le concepteur.	C1	12.4 Prévisionnel dosimétrique.
C.4.2.1	<p><b>C.4.2 - Effluents radioactifs, réduction des déchets et démantèlement</b></p> <p><b>C.4.2.1 - Réduction des déchets et démantèlement</b></p> <p>Le concepteur doit préciser comment il prendra en compte l'objectif de réduction des effluents et des déchets radioactifs indiqué au paragraphe <b>A.2.7.2</b> dans le cadre d'un processus d'optimisation. Ceci implique une évaluation détaillée du retour d'expérience existant. Les points suivants doivent notamment être traités :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>· les spécifications des matériaux pour les composants qui sont en contact avec le réfrigérant primaire ;</li></ul>	C1	<p>1.6.2 Codes techniques EPR.</p> <p>3.6.2 Référentiel de conception des matériels mécaniques de l'EPR de conception et de réalisation Q1, Q2 ou Q3.</p> <p>20.1.1 Réduction de l'activation.</p>
C.4.2.1	<ul style="list-style-type: none"><li>· la chimie du réfrigérant du réacteur (avantages et inconvénients de modifications possibles de cette chimie) ;</li></ul>	C1	9.6 Chimie et radiochimie des fluides.
C.4.2.1	<ul style="list-style-type: none"><li>· les dispositions permettant de réduire les dépôts de produits de corrosion qui sont ou peuvent être activés par leur passage à travers le cœur du réacteur ; ceci s'applique en particulier aux dépôts sur les assemblages de combustible et les structures entourant le cœur du réacteur ;</li></ul>	C1	<p>9.6 Chimie et radiochimie des fluides.</p> <p>20.0.4 Principes de conception.</p>
C.4.2.1	<ul style="list-style-type: none"><li>· les procédés de traitement des effluents radioactifs liquides et gazeux, de même que des déchets radioactifs solides en fonction des caractéristiques des différents types d'effluents et de déchets, en tenant compte des situations plausibles telles que les ruptures de gaines.</li></ul>	C1	<p>9.3.2 Système de contrôle volumétrique et chimique (RCV).</p> <p>9.3.3 Traitement des effluents primaires.</p> <p>11.1 Effluents radioactifs.</p> <p>11.3 Estimation des effluents et déchets.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 59/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
C.4.2.1	Certains choix de matériaux déjà demandés dans la section <b>C.4.1</b> pour des raisons de radioprotection (tels que la réduction autant que possible de l'utilisation de stellites et d'antimoine et le choix de matériaux avec un faible taux d'impuretés de cobalt) présenterait aussi des avantages pour ce qui concerne la gestion des déchets radioactifs. Un autre point relatif au choix des matériaux est la production de radionucléides à vie longue qui doit être considérée en relation avec le devenir ultime des déchets.	C1	11.3 Estimation des effluents et déchets.
C.4.2.1	Il est aussi essentiel de faire une claire distinction au stade de la conception entre les zones à déchets conventionnels à l'intérieur desquelles les déchets produits ne sont pas susceptibles d'être contaminés ou activés et les zones à déchets nucléaires à l'intérieur desquelles les déchets produits sont susceptibles d'être contaminés ou activés ; l'extension des zones à déchets nucléaires devrait être minimisée par une conception adéquate.	C1	Les plans de zonage propreté-déchets prévoient des zones séparées pour les déchets conventionnels et les déchets nucléaires.
C.4.2.1	Concernant le démantèlement, des dispositions adéquates doivent être mises en place au stade de la conception pour faciliter les travaux correspondants. En particulier, il serait judicieux d'installer les gros composants de telle manière qu'ils puissent être démontés et transportés en vue d'un traitement ultérieur ; il faut se soucier des moyens de manutention, des modalités d'évacuation et des protections biologiques nécessaires. De plus, des dispositions permettant le nettoyage et la décontamination in situ devraient être considérées lors de la conception et de l'installation des systèmes et des cuves.	C1	20 Mise à l'arrêt et démantèlement.
C.4.2.2	<b>C.4.2.2 - Systèmes de traitement des effluents</b> En relation avec l'objectif indiqué au paragraphe <b>A.2.7.2.</b> et rappelé dans la section précédente, le concepteur doit spécifier les points suivants relatifs aux systèmes de traitement des effluents : · la politique de gestion des effluents radioactifs gazeux et liquides dans la tranche ;	C1	11.2 Systèmes de traitement des effluents radioactifs liquides. 11.3 Systèmes de traitement des effluents radioactifs gazeux (TEG).





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 60/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
C.4.2.2	<ul style="list-style-type: none"><li>· la méthode et les bases de données utilisées pour déterminer les flux de radioactivité à considérer (y compris le C<sup>14</sup>) pour le dimensionnement des systèmes de traitement des effluents. Ces flux de radioactivité doivent couvrir tous les transitoires considérés pour la conception de la tranche (exploitation normale, y compris les arrêts de tranche et le suivi de charge, autres transitoires de référence). La gestion des effluents qui pourraient résulter des incidents et accidents de référence doit aussi être prise en compte ;</li></ul>	C1	11.1 Effluents radioactifs.
C.4.2.2	<ul style="list-style-type: none"><li>· la démonstration de l'identification de tous les rejets radioactifs et chimiques envisageables et le caractère adéquat de leur suivi.</li></ul>	C1	11 Effluents et déchets. 11.1.6 Modalités de rejets des effluents radioactifs.
D.1	<p><b>D - MAITRISE DES TRANSITOIRES, INCIDENTS ET ACCIDENTS DE REFERENCE</b></p> <p><b>D.1 - Liste des transitoires, incidents et accidents de référence</b></p> <p>Comme indiqué dans la section <b>A.1.4</b>, des transitoires, incidents et accidents de référence affectant la tranche doivent être considérés pour démontrer la sûreté du réacteur.</p> <p>La définition des transitoires, incidents et accidents de référence à étudier comprend plusieurs étapes :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>· Identification des événements initiateurs possibles qui pourraient conduire à un relâchement de substances radioactives à l'intérieur ou à l'extérieur de la tranche ;</li><li>· exclusion d'événements initiateurs simples qui font l'objet d'une prévention suffisante par des dispositions de conception et d'exploitation ;</li><li>· regroupement de tous les autres événements identifiés de manière à définir un nombre limité de transitoires, incidents et accidents de référence de telle sorte que les conséquences de chaque événement de référence enveloppent celles du groupe d'événements correspondant.</li></ul>	C1	15.0 Hypothèses et exigences pour les études de conditions de fonctionnement de référence (PCC).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 6  
PAGE : 61/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
D.1	Une attention appropriée doit être portée aux transitoires, incidents et accidents de référence survenant dans les états d'arrêt, en tenant compte des conditions de fonctionnement spécifiques associées, notamment la possible indisponibilité de certaines des barrières et de certains des systèmes de sûreté.	C1	15.0.1.3 Liste des conditions de fonctionnement de référence (PCC). 15.2 Etudes d'accidents.
D.1	Une attention spécifique doit aussi être portée aux événements initiateurs qui pourraient conduire à un bipasse de la barrière constituée par l'enceinte de confinement, y compris des défaillances d'isolement dans les systèmes connectés au circuit primaire et traversant l'enceinte de confinement de même que les ruptures de tubes de générateurs de vapeur.	C1	6.2.1 Exigences relatives à la Fonction confinement et description fonctionnelle. 15.2 Etudes d'accidents. 18.1.2 EPS N1 : Compléments SF RRA et séquences élémentaires associées. 19.2.4.5 Prévention des bipses de l'enceinte de confinement.
D.1	Il est approprié de classer les transitoires, incidents et accidents de référence selon les fréquences estimées des groupes d'événements initiateurs qu'ils enveloppent ; ceci implique la définition de quatre catégories de conditions de fonctionnement de référence de la tranche depuis l'exploitation normale et les transitoires jusqu'aux incidents et accidents.	C1	15.0.1 Domaine couvert.
D.1	Pour chaque catégorie de conditions de fonctionnement de référence, la liste des événements initiateurs, les hypothèses, règles et critères associés doivent être précisés par le concepteur.	C1	15.0.1.3 Liste des conditions de fonctionnement de référence (PCC). 15.0.2 Règles d'étude pour les conditions de fonctionnement de référence (PCC) hors piscine de désactivation. 15.2 Etudes d'accidents.
D.1	Pour la définition des événement initiateurs d'origine interne à considérer pour la tranche, il peut être utile de distinguer différents états du réacteur.	C1	15.0.1.2 Etat standard du réacteur.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 62/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
D.1	<p>La liste des conditions de fonctionnement de référence à traiter dans la démonstration de sûreté des tranches électronucléaires de la prochaine génération peut être largement déduite de l'expérience des tranches existantes, en l'adaptant à la conception plus détaillée considérée comme acceptable dans les présentes directives techniques. Dans la liste préliminaire présentée ci-après, quand aucun état du réacteur n'est mentionné, la condition de fonctionnement correspondante doit être étudiée dans l'état A pour le niveau de puissance le plus pénalisant.</p> <p><b>Exploitation normale : conditions de fonctionnement de catégorie 1 (PCC 1)</b></p> <p>Les conditions d'exploitation normale incluent les situations qui sont maîtrisées par les systèmes d'exploitation, tels que la montée en température et le refroidissement du réacteur, les échelons de puissance, les rampes de montée en charge... Pour ces situations, la tranche est maintenue dans les limites définies par ses spécifications techniques (notamment pour ce qui concerne la disponibilité des systèmes et le nombre d'occurrences).</p>	C1	15.0.1.3.1 Conditions de fonctionnement de catégorie 1 (PCC-1 : transitoires d'exploitation normale).
D.1	<p><b>Transitoires de référence : conditions de fonctionnement de catégorie 2 (PCC 2)</b></p> <ul style="list-style-type: none"><li>· arrêt d'urgence (intempestif)</li><li>· dysfonctionnement du système d'alimentation en eau des générateurs de vapeur conduisant à une réduction de la température de l'eau d'alimentation,</li><li>· dysfonctionnement du système d'alimentation en eau des générateurs de vapeur conduisant à un accroissement du débit d'eau d'alimentation,</li><li>· accroissement excessif du débit de vapeur secondaire,</li><li>· déclenchement de la turbine,</li><li>· fermeture intempestive d'une vanne principale d'isolement de la vapeur ,</li><li>· perte du vide au condenseur,</li></ul>	C1	15.0.1.3.2 Conditions de fonctionnement de catégorie 2 (PCC-2 : transitoires de référence).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 63/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	<ul style="list-style-type: none"><li>· perte des alimentations électriques externes de courte durée (<math>\leq 2</math> heures) (états A, C, D),</li><li>· perte du débit d'alimentation normale en eau des générateurs de vapeur (perte de toutes les pompes principales d'alimentation en eau et de la pompe du système de démarrage et d'arrêt),</li><li>· perte d'une pompe primaire principale sans arrêt d'urgence partiel,</li><li>· retrait incontrôlé d'un groupe de grappes de contrôle (état A),</li><li>· désalignement d'une grappe de contrôle, jusqu'à la chute de la grappe, sans tenir compte des dispositifs de limitation,</li><li>· démarrage d'une boucle primaire à l'arrêt à une température incorrecte,</li><li>· dysfonctionnement du système de contrôle volumétrique et chimique conduisant à une diminution de la concentration en bore du circuit primaire (états A à E),</li><li>· dysfonctionnement du système de contrôle volumétrique et chimique conduisant à une augmentation ou une diminution de l'inventaire en eau du circuit primaire,</li><li>· transitoire de pression primaire (aspersion intempestive dans le pressuriseur, chauffage intempestif du pressuriseur),</li><li>· abaissement incontrôlé du niveau d'eau dans le circuit primaire pendant un fonctionnement à mi-boucles (états C ou D),</li><li>· perte d'un train du système de refroidissement à l'arrêt pendant un fonctionnement à mi-boucles (états C,D).</li></ul>		



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 64/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
D.1	<p><b>Incidents de référence : conditions de fonctionnement de catégorie 3 (PCC 3)</b></p> <ul style="list-style-type: none"><li>· petite brèche d'une tuyauterie du système d'alimentation en eau des générateurs de vapeur ou d'une tuyauterie de vapeur,</li><li>· perte des alimentations électriques externes de longue durée (&gt; 2 heures) (état A),</li><li>· ouverture intempestive d'une soupape de sûreté du pressuriseur,</li><li>· ouverture intempestive d'une ligne de décharge ou d'une soupape de sûreté d'un générateur de vapeur (état A),</li><li>· petite brèche primaire (états A, B),</li><li>· rupture d'un tube de générateur de vapeur (un seul tube),</li><li>· fermeture intempestive de toutes les vannes principales d'isolement de la vapeur,</li><li>· chargement et exploitation intempestifs d'un assemblage de combustible dans une position inappropriée,</li><li>· réduction forcée du débit primaire (4 pompes),</li><li>· défaillances dans les systèmes de traitement des effluents liquides ou gazeux,</li><li>· retrait incontrôlé d'un groupe de grappes de contrôle (états B à D),</li><li>· retrait incontrôlé d'une grappe ,</li><li>· rupture d'une ligne transportant du réfrigérant primaire en dehors de l'enceinte de confinement (par exemple ligne d'échantillonnage).</li></ul>	C1	15.0.1.3.3 Conditions de fonctionnement de catégorie 3 (PCC-3 : incidents de référence).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 65/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
D.1	<p><b>Accidents de référence : conditions de fonctionnement de catégorie 4 (PCC 4)</b></p> <ul style="list-style-type: none"><li>· perte des alimentations électriques externes de longue durée (&gt; 2 heures) (état C),</li><li>· rupture d'une tuyauterie de vapeur (états A, B),</li><li>· rupture d'une tuyauterie d'alimentation en eau des générateurs de vapeur (états A, B)</li><li>· ouverture intempestive d'une ligne de décharge ou d'une soupape de sûreté d'un générateur de vapeur (état B),</li><li>· éjection d'une grappe de commande (états A, B),</li><li>· brèche intermédiaire ou grosse brèche du circuit primaire (jusqu'à la rupture de la ligne d'expansion du pressuriseur dans les états A et B),</li><li>· petite brèche primaire (jusqu'à un diamètre de 50 mm, dans les états C et D),</li><li>· brèche du circuit de refroidissement à l'arrêt à l'extérieur de l'enceinte de confinement (jusqu'à 250 mm de diamètre, dans les états C et D),</li><li>· grippage d'une pompe primaire (rotor bloqué),</li><li>· rupture d'un arbre de pompe primaire,</li><li>· rupture de deux tubes d'un générateur de vapeur,</li><li>· accident de manutention du combustible,</li><li>· dilution du bore due à une rupture non isolable d'un tube d'échangeur de chaleur (états A à E).</li></ul>	C1	15.0.1.3.4 Conditions de fonctionnement de catégorie 4 (PCC-4 : accidents de référence).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 66/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
D.1	<p>La liste définitive doit être complétée et justifiée par le concepteur en tenant compte des remarques suivantes :- si une condition de fonctionnement considérée en PCCn pour l'état en puissance est déclassée en PCCn+1 pour les états d'arrêt, ce déclassement doit être justifié au cas par cas sur la base de la fréquence estimée de l'événement initiateur dans les états d'arrêt ; - les catégories de certaines conditions de fonctionnement telles que l'"ouverture intempestive d'une soupape de sûreté d'un générateur de vapeur (état A)« ou la »dilution du bore due à une rupture non isolable d'un tube d'échangeur de chaleur (états A à E)" doivent être justifiées précisément sur la base de la conception détaillée des équipements correspondants ;</p> <ul style="list-style-type: none"><li>· l'ouverture intempestive du dispositif de dépressurisation dédié (décrit au paragraphe <b>B.2.3.6</b>) doit être introduite dans la liste des conditions de fonctionnement à moins qu'une justification précise puisse être présentée ;</li><li>· les tailles des petites brèches primaires en PCC 3 doivent être spécifiées et justifiées ;</li><li>· le cas spécifique d'une petite brèche primaire à l'endroit le plus défavorable par rapport à l'injection par le système d'injection de bore supplémentaire, survenant en même temps qu'un aggravant unique sur le train non affecté de ce système, doit être étudié ;</li><li>· l'éjection d'une grappe de contrôle doit être considérée dans l'état C à moins que le concepteur ne fournisse des justifications adéquates ;</li><li>· l'approche pour les événements initiateurs internes survenant en dehors du bâtiment du réacteur, notamment dans la piscine du combustible usé, doit être précisée et justifiée (voir la partie <b>G.1</b>) ;</li></ul>	C1	15.0.1.3 Liste des conditions de fonctionnement de référence (PCC).
D.1	<p>Concernant les bâtiments auxiliaires qui contiennent des systèmes avec des substances radioactives, des études d'accidents doivent être incluses dans les catégories de fonctionnement et menées avec les règles correspondantes. Dès lors que la disposition des systèmes dans ces bâtiments est telle que les lignes à haute énergie sont séparées de celles qui transportent de la radioactivité, la défaillance des équipements contenant de la radioactivité peut en principe être étudiée uniquement en tant qu'événement initiateur possible ;</p>	C1	15.2 Etudes d'accidents.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 6  
PAGE : 67/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
D.1	· concernant les dilutions homogènes du bore dans le circuit primaire, les scénarios retenus pour les études d'accident, de même que leur classement dans les catégories de conditions de fonctionnement, doivent être justifiés sur la base d'une identification exhaustive des événements initiateurs pouvant être à l'origine d'une dilution, avec les débits correspondants, et une évaluation de leurs vraisemblances respectives ;	C1	15.2 Etudes d'accidents. 19.1.3 Séquences RCC-A. 19.1.3. Fsm Dilution homogène isolable. 19.2.4.2 Prévention des accidents d'injection rapide de réactivité.
D.1	· l'exclusion des brèches intermédiaires du circuit primaire dans l'état B2 quand les accumulateurs sont isolés doit aussi être précisément justifiée ;	C1	15.2 Etudes d'accidents.
D.1	· un mode de fonctionnement avec seulement trois pompes primaires nécessiterait l'évaluation des études d'accident correspondantes.	C1	Ce mode de fonctionnement n'est pas retenu pour EPR FA3. La perte d'une GMPP entraîne le repli de la tranche sous couvert des STE (chapitre III des RGE).
D.1	· Les études probabilistes de sûreté réalisées au stade de la conception devront aussi être utilisées pour vérifier et ajuster la liste présentée ci-dessus.	C1	15.0 Hypothèses et exigences pour les études de fonctionnement de référence. 18 Etude Probabiliste de Sûreté.
D.2	<b>D.2 - Règles d'analyse de sûreté et critères d'acceptation</b> Pour les différents transitoires, incidents et accidents de référence, des règles doivent être appliquées pour la démonstration de sûreté et des critères techniques de découplage appropriés doivent être respectés avec des hypothèses conservatives.	C1	15.0 Hypothèses et exigences pour les études de fonctionnement de référence. 15.1 Caractéristiques de la tranche prises en compte dans les études d'accidents.
D.2	Pour certains transitoires, incidents et accidents de référence, le concepteur doit présenter des études d'accident couvrant toutes les gestions du combustible prévues.	C1	15.1 Caractéristiques de la tranche prise en compte dans les études d'accidents.
D.2	Il doit être vérifié que, pour les différents transitoires, incidents et accidents de référence significatifs du point de vue radiologique, en supposant que les critères techniques correspondants sont respectés, les conséquences radiologiques sont tolérables et cohérents avec les objectifs généraux de sûreté définis dans la section <b>A.1.1</b> pour les accidents sans fusion du cœur.	C1	15.3 Conséquences radiologiques.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 68/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
D.2.1	<p><b>D.2.1 - Règles d'analyse de sûreté</b></p> <p>La démonstration de sûreté concernant les catégories de conditions de fonctionnement doit tenir compte des règles suivantes :- en principe, seuls des systèmes F1 peuvent être utilisés dans la démonstration de sûreté pour atteindre et maintenir l'état d'arrêt sûr (tel que défini dans la section B.2.1) ; des équipements non F1 ne sont considérés que s'ils ne sont pas favorables pour le transitoire. Cependant, des exceptions très limitées pourraient être acceptées pour des équipements non F1 favorables pour un transitoire si des exigences appropriées sont appliquées à ces équipements. Le concepteur doit fournir une liste complète des équipements correspondants, avec les exigences associées, et la vérification de l'absence d'effet falaise quand ces équipements ne sont pas pris en compte dans la démonstration de sûreté ;</p>	C1	15.0 Hypothèses et exigences pour les études de fonctionnement de référence.
D.2.1	<p>· l'aggravant le plus pénalisant doit être pris en compte. C'est une défaillance unique appliquée à un équipement utilisé pour réaliser la démonstration de sûreté, y compris un équipement non F1 tel que défini ci-dessus, s'il y en a. En particulier :a) le blocage d'une barre de contrôle doit être considéré comme un aggravant possible pour les transitoires, incidents et accidents de référence. Dans la mesure où des dispositions adéquates sont mises en œuvre pour éviter tout blocage d'une barre de contrôle, en portant une attention appropriée au retour d'expérience existant, il n'est pas nécessaire de considérer la simultanéité du blocage d'une barre et d'un autre aggravant ; b) la défaillance à la fermeture d'une vanne de décharge de vapeur principale doit être considérée comme un aggravant possible pour les transitoires de référence tels qu'une dilution homogène et le retrait incontrôlé d'une grappe de contrôle ;</p>	C1	15.0 Hypothèses et exigences pour les études de fonctionnement de référence.
D.2.1	<p>· la maintenance préventive doit être combinée avec la prise en compte de l'aggravant le plus pénalisant, dans les conditions indiquées dans la section <b>C.2.1</b> ;</p>	C1	15.0 Hypothèses et exigences pour les études de fonctionnement de référence.
D.2.1	<p>· une action manuelle depuis la salle de commande principale peut être supposée intervenir au plus tôt 30 minutes après la première information significative donnée aux opérateurs. Pour une action manuelle en local, en dehors de la salle de commande principale, le délai le plus court à retenir en compte est de une heure.</p>	C1	Ces délais sont respectés dans les études d'accidents du sous-chapitre 15.2.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 6  
PAGE : 69/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
D.2.1	De plus, les transitoires, incidents et accidents de référence (à l'exception de ceux initiés par une action humaine), doivent être étudiés en supposant la perte des alimentations électriques externes au moment le plus défavorable ; seuls des équipements classés sismiques peuvent être utilisés pour la démonstration de sûreté. Les critères techniques de découplage à respecter sont similaires à ceux des accidents de référence.	C1	15.0 Hypothèses et exigences pour les études de fonctionnement de référence.
D.2.2	<b>D.2.2 - Critères d'acceptation</b> Les critères techniques de découplage à respecter dans la démonstration de sûreté sont notamment les suivants.  Pour les transitoires de référence (PCC 2), l'intégrité des gaines du combustible doit être maintenue. Ceci implique de définir une limite pour le rapport d'échauffement critique, à préciser par le concepteur, et, éventuellement, un critère concernant l'interaction pastille-gaine.	C1	15.0 Hypothèses et exigences pour les études de fonctionnement de référence.
D.2.2	L'appréciation des conséquences d'accidents de réactivité tels que le retrait incontrôlé d'une grappe de contrôle sur le comportement du combustible nécessite des investigations détaillées tenant compte des caractéristiques précises du combustible et du taux de combustion associé.	C1	15.2 Etudes d'accidents.
D.2.2	Pour la rupture de la ligne d'expansion du pressuriseur dans l'état A (PCC 4), la température du point chaud des gaines doit rester inférieure à 1200°C, l'oxydation maximale des gaines doit rester inférieure à 17% de l'épaisseur des gaines, la quantité d'hydrogène maximale produite doit rester inférieure à 1% de la quantité qui serait produite si toute la partie active des gaines réagissait. Il est aussi nécessaire d'éviter que subsistent pendant une longue durée des conditions de refroidissement du cœur dégradées qui pourraient conduire à un endommagement important du combustible.	C1	15.2 Etudes d'accidents.  Annexe 15 : Codes utilisés pour les études d'accidents du chapitre 15.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 70/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
D.2.2	<p>D'autres critères techniques de découplage devront être proposés et justifiés par le concepteur, concernant :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- l'énergie maximale déposée dans le combustible lors de transitoires rapides tels que l'éjection d'une grappe de contrôle (PCC 4),</li><li>- la possibilité de refroidir le cœur du réacteur à long terme après un accident de perte de réfrigérant primaire,</li><li>- les nombres maximaux de crayons de combustible pouvant subir un échauffement critique dans les conditions de fonctionnement des catégories 3 et 4,</li><li>- la température maximale des gaines au point chaud lors de transitoires rapides permettant d'éviter la fragilisation des gaines,</li><li>- la quantité maximale de combustible fondu dans les conditions de fonctionnement des catégories 3 et 4.</li></ul>	C1	15.0 Hypothèses et exigences pour les études de fonctionnement de référence.
D.2.2	<p>En outre, l'analyse de sûreté des transitoires, incidents et accidents de référence selon les règles associées doit inclure une évaluation de la protection contre les surpressions des circuits primaires et secondaires avec des critères spécifiques appropriés.</p>	C1	3.6.3 Analyse de la protection contre les surpressions des CPP et CSP en puissance.
D.2.2	<p>Plus généralement, il doit être vérifié que les règles de conception appliquées aux équipements classés utilisés dans la démonstration de sûreté enveloppent avec des marges appropriées les conditions (notamment les sollicitations des équipements mécaniques) résultant des transitoires, incidents et accidents de référence.</p>	C1	15.0 Hypothèses et exigences pour les études de fonctionnement de référence.
D.2.2	<p>L'évaluation de sûreté des transitoires, incidents et accidents de référence doit aussi inclure une justification précise du volume des réservoirs du système d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur en tenant compte de façon appropriée d'un aggravant et de la stratégie de maintenance préventive.</p>	C1	6.6.4.2.2 Evacuation de la puissance résiduelle. 15.2 Etudes d'accidents.
D.2.2	<p>De plus, les exigences de sous-criticité relatives aux états d'arrêt doivent être définies en tenant compte des conditions accidentelles qui pourraient avoir lieu dans ces états.</p>	C1	4.3.1.5.1.5 Sous-criticité et marge d'arrêt.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 71/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
D.2.3	<p><b>D.2.3 - Utilisation de codes de calcul</b></p> <p>Pour chacun des codes de calcul utilisés pour justifier la conception, le concepteur doit préciser sa validation expérimentale et sa qualification et comment les incertitudes restantes sont prises en compte (par exemple études de sensibilité).</p> <p>Ceci s'applique aux codes de calcul utilisés pour les calculs neutroniques et thermohydrauliques relatifs aux transitoires, incidents et accidents de référence, et notamment aux codes de calcul de nouvelle génération (codes de calcul couplés thermohydraulique et neutronique 3 D), de manière à démontrer que les valeurs enveloppes déterminées par les résultats sont réellement conservatives pour l'ensemble complet des études relatives aux conditions de fonctionnement PCC. Ceci s'applique aussi aux codes de calcul utilisés pour déterminer la l'évolution de la puissance résiduelle pour les études des conditions de fonctionnement.</p>	C1	Annexe 15 : Codes utilisés pour les études d'accident du chapitre 15.
D.2.3	<p>Des hypothèses et modèles réalistes peuvent être utilisés pour la démonstration de sûreté relative à la rupture de la ligne d'expansion du pressuriseur dans l'état A (PCC 4) ; mais la conformité des résultats avec les critères d'acceptation doit être prouvée avec un haut niveau de confiance - ce qui implique l'utilisation d'une version figée du code de calcul, qui doit être qualifiée et vérifiée, et une évaluation explicite des incertitudes associées, en combinant les incertitudes élémentaires (modèles du code, effets d'échelle, conditions initiales et conditions aux limites, effets de l'utilisateur, ...). Une autre approche pourrait être l'utilisation de modèles et critères déjà appliqués à des tranches existants de manière conservative.</p>	C1	15.2 Etudes d'accidents. Annexe 15 : Codes utilisés pour les études d'accidents du chapitre 15.
D.2.3	<p>Des essais supplémentaires ou une réévaluation d'essais antérieurs pourrait être nécessaire pour des caractéristiques de conception différant de caractéristiques existantes de manière à réduire les incertitudes ; ceci doit être considéré en relation avec l'utilisation d'analyses réalistes.</p>	C1	Annexe 3 : Codes utilisés dans le chapitre 3. Annexe 4 : Codes utilisés dans le chapitre 4. Annexe 15 : Codes utilisés pour les études d'accident du chapitre 15. Annexe 19 : Codes utilisés dans le chapitre 19.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 6  
PAGE : 72/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
D.2.4	<p><b>D.2.4 - Conséquences radiologiques</b></p> <p>Les conséquences radiologiques envisageables doivent être calculées comme indiqué dans la section <b>A.1.4</b>. Les hypothèses réalistes utilisées pour les calculs doivent être justifiées par le concepteur ; ceci s'applique au spectre de radionucléides considéré pour le calcul des doses et à l'activité des produits de fission dans le réfrigérant primaire (qui doit être déterminée en tenant compte des spécifications techniques d'exploitation) aussi bien qu'à l'entraînement d'iode considéré pour les ruptures de tubes de générateurs de vapeur.</p>	C1	15.3.1 Hypothèses de calcul.
D.2.4	<p>Des conséquences radiologiques doivent en particulier être calculées pour les situations accidentelles dans les états d'arrêt, y compris une rupture guillotine du système de refroidissement à l'arrêt à l'extérieur du bâtiment de confinement de même que pour les situations accidentelles avec une circulation de fluides contaminés de longue durée à l'extérieur du bâtiment de confinement.</p> <p>Les résultats finals de l'étude des transitoires, incidents et accidents de référence significatifs du point de vue radiologique doivent comprendre les doses efficaces pour les membres des groupes critiques de même que la contamination possible des aliments. Il est en particulier souligné que les doses équivalentes à la thyroïde pour les adultes et les enfants sont des indicateurs importants des conséquences radiologiques de certaines situations accidentelles. Les doses résultant de l'ingestion de nourriture contaminée et du dépôt de substances radioactives doivent être présentées pour différentes distances et différentes durées.</p>	C1	15.2 Etudes d'accidents.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 6  
PAGE : 73/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
D.2.4	<p>Dans une première approche, les hypothèses suivantes peuvent être retenues pour la plus grosse brèche primaire à l'intérieur de l'enceinte de confinement</p> <ul style="list-style-type: none"><li>· taux de rupture de gaine : 10% (cette valeur nécessite des justifications, en tenant compte de la composition et du taux de combustion du combustible),</li><li>· taux de fuite de l'enceinte de confinement interne : 1% par jour du volume libre de l'enceinte interne de confinement (sans fuite directe vers l'extérieur),</li><li>· efficacité des filtres de l'espace entre enceintes : 1000 pour l'iode moléculaire et les aérosols, 100 pour l'iode organique.</li></ul>	C1	15.2 Etudes d'accidents. 15.3 Conséquences radiologiques.
D.2.4	<p>De plus, de manière générale, une étude de sensibilité concernant les conséquences radiologiques des situations accidentelles conduisant à des rejets dans le bâtiment du réacteur doit être réalisée en supposant une petite fuite de l'atmosphère du bâtiment du réacteur vers un bâtiment périphérique, en tenant compte de l'étanchéité et de la capacité de rétention de ce bâtiment périphérique.</p>	C1	15.3.4.6.3. Sensibilité.
E.1.1	<p><b>E - MAITRISE DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT AVEC DEFAILLANCES MULTIPLES ET DES ACCIDENTS AVEC FUSION DU COEUR</b></p> <p><b>E.1 - Conditions de fonctionnement avec défaillances multiples</b></p> <p><b>E.1.1 - Prise en compte dans la démonstration de sûreté</b></p> <p>En plus des transitoires, incidents et accidents de référence, des conditions de fonctionnement avec défaillances multiples doivent être considérées dans la démonstration de sûreté.</p> <p>Une liste de conditions de fonctionnement avec défaillances multiples, dénommées RRC-A, à étudier de manière déterministe en vue de prendre des dispositions supplémentaires de conception, est présentée au paragraphe <b>E.1.2.1</b>. Les résultats des études probabilistes de sûreté faites au stade de la conception devront être utilisées pour vérifier et ajuster la liste préliminaire des conditions de fonctionnement</p>	C1	18.1 Etudes probabilistes de sûreté niveau 1. 19.1 Etudes RRC-A.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 74/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	avec défaillances multiples et pour vérifier le caractère approprié des dispositions supplémentaires prévues.		
E.1.2.1	<b>E.1.2 - Analyse déterministe des conditions de fonctionnement RRC-A</b> <b>E.1.2.1 - Liste des RRC-A</b> La liste ci-après de conditions de fonctionnement avec défaillances multiples à traiter dans la démonstration de sûreté des tranches électronucléaires de la prochaine génération est déduite de l'expérience des tranches existantes, adaptée au concept plus précis considéré comme acceptable dans les présentes directives techniques.	C1	18.1.2.4 Dispositions RRC-A retenues vis-à-vis du risque de fusion du coeur. 19.1.0 Hypothèses et exigences pour l'analyse de sûreté (RRC-A).
E.1.2.1	Quand aucun état du réacteur n'est mentionné, cela signifie que la condition de fonctionnement correspondante doit être étudiée dans l'état A pour le niveau de puissance le plus pénalisant. Conditions de fonctionnement avec défaillances multiples : Catégorie de Réduction du Risque A (RRC-A) <ul style="list-style-type: none"><li>· perte totale des alimentations électriques : perte des alimentations électriques externes cumulée à la défaillance des 4 diesels principaux (état A et exploitation à mi-boucles dans l'état C ou D),</li><li>· perte des systèmes de refroidissement intermédiaire et d'eau brute secouru (état A et exploitation à mi-boucle dans l'état C ou D),</li><li>· perte totale de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur (perte du système d'alimentation principale en eau, du système de démarrage et d'arrêt et du système d'alimentation de secours),</li><li>· petite brèche primaire (jusqu'à 50 mm de diamètre) et perte des trains du système d'injection de sécurité à moyenne pression (perte des pompes ou perte du refroidissement partiel du secondaire) (états A et C)</li><li>· petite brèche primaire (jusqu'à 50 mm de diamètre) et perte du système d'injection de sécurité à basse pression (états A et C)</li></ul>	C1	18.1.2 EPS N1 : Compléments SF RRA et séquences élémentaires associées. 19.1.3 Séquences RCC-A.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 6  
PAGE : 75/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	<ul style="list-style-type: none"><li>· petite brèche primaire et perte simultanée des systèmes de refroidissement intermédiaire et d'eau brute secourue,</li><li>· transitoires avec défaillance de l'arrêt d'urgence,</li><li>· rupture de plusieurs tubes de générateurs de vapeur (jusqu'à 10 tubes dans un générateur de vapeur),</li><li>· rupture d'une tuyauterie de vapeur et rupture simultanée de tube de générateur de vapeur (jusqu'à un tube dans le générateur de vapeur affecté),</li><li>· rupture de tube de générateur de vapeur (un tube) avec la ligne de décharge de vapeur du générateur de vapeur affecté bloquée ouverte,</li><li>· perte totale du système de refroidissement de la piscine du combustible usé.</li></ul>		
E.1.2.2	<p><b>E.1.2.2 - Investigation de séquences spécifiques</b></p> <p>1/ Concernant les transitoires avec défaillance de l'arrêt d'urgence, les situations considérées dans la démonstration de sûreté doivent être justifiées précisément, en relation avec les résultats des études probabilistes de sûreté. Le concepteur doit justifier le conservatisme des coefficients de réactivité utilisés dans les études correspondantes.</p>	C1	<p>18.1.2 EPS N1 : Compléments SF RRA et séquences élémentaires associées.</p> <p>19.1.3 Séquences RRC-A.</p>





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 76/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
E.1.2.2	<p>2/ Des investigations détaillées sont particulièrement nécessaires concernant :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>· la rupture d'un tube de générateur de vapeur combinée avec le blocage en position ouverte d'une ligne de décharge de vapeur principale (en considérant le cas de l'attente à chaud et la localisation de la rupture de tube) ;</li><li>· la petite brèche primaire combinée avec la perte du système d'injection de sécurité à basse pression (sous-criticité à l'arrêt à froid, formation de bouchons d'eau insuffisamment borée, colmatage, évacuation à long terme de la chaleur du réservoir d'eau interne à l'enceinte de confinement) ;</li><li>· la petite brèche primaire combinée avec la perte du système d'injection de sécurité à moyenne pression (calculs relatifs à la sous-criticité du cœur, impact du refroidissement rapide du secondaire sur les structures des circuits primaire et secondaire) ;</li><li>· la perte totale du système de refroidissement de la piscine du combustible usé, pour laquelle les conditions ambiantes dans le bâtiment correspondant et leur impact sur les structures et systèmes situés dans ce bâtiment, de même que les possibilités de fournir un appoint d'eau ou de réparer les composants défaillants doivent être complètement analysés. Des dispositions complémentaires doivent être mises en place autant que nécessaire notamment pour ce qui concerne les systèmes supports.</li></ul>	C1	<p>15.2 Etudes d'accidents.18.1.2 EPS N1 : Compléments SF RRA et séquences élémentaires associées.</p> <p>19.1.3 Séquences RRC-A.</p> <p>L'étude de l'accessibilité des locaux du BK et de la tenue des matériels nécessaires à la restauration de la réfrigération de la piscine de désactivation en situation accidentelle (ECEFO92751 ind. B) vous a été transmise par courrier ECESN140788.</p>
E.1.2.3	<p><b>E.1.2.3 - Règles d'analyse des accidents et critères d'acceptation</b></p> <p>Pour l'analyse des conditions de fonctionnement avec défaillances multiples, tous les systèmes peuvent être supposés disponibles, à l'exception de ceux qui sont supposés défaillants dans la combinaison de défaillances multiples. Ni défaillance supplémentaire ni indisponibilité due à la maintenance n'ont à être postulées de façon déterministe dans les systèmes nécessaires pour atteindre l'état final tel que défini dans la section <b>B.2.1</b>.</p> <p>De plus, pour les conditions de fonctionnement avec défaillances multiples, les critères techniques de découplage relatifs aux accidents de référence peuvent être utilisés pour démontrer l'intégrité des barrières.</p>	C1	<p>19.1.0 Hypothèses et exigences pour l'analyse de sûreté.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 77/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
E.1.2.3	<p>En particulier, l'analyse de sûreté des conditions de fonctionnement RRC-A selon les règles associées doit inclure un examen de la protection contre les surpressions des circuits primaire et secondaire avec des critères spécifiques adéquats.</p> <p>Pour les transitoires avec défaillance de l'arrêt d'urgence, la pression primaire maximale ne doit pas excéder 1,3 fois la pression de dimensionnement pour toute configuration du cœur.</p>	C1	<p>3.6.3.1 'analyse de la protection contre les surpressions des CPP et CSP en puissance.</p> <p>18.1 Etudes probabilistes de sûreté niveau 1.</p>
E.1.2.3	<p>Il est souligné que, pour les conditions de fonctionnement RRC-A, y compris celles avec bipasse du confinement, les conséquences radiologiques calculées doivent être cohérentes avec l'objectif général mentionné dans la section <b>A.1.1</b> pour les accidents sans fusion du cœur. La méthode à appliquer pour la détermination des conséquences radiologiques possibles des conditions de fonctionnement RRC-A est similaire à celle appliquée aux transitoires, incidents et accidents de référence telle que décrite dans la section <b>D.2.4</b>.</p>	C1	<p>19.1.4 Conséquences radiologiques</p> <p>19.2.4.5 Prévention des bipsasses de l'enceinte de confinement</p>
E.1.2.3	<p>Les conséquences radiologiques doivent notamment être calculées pour la perte totale du système de refroidissement de la piscine du combustible usé.</p>	C1	<p>19.1.4 Conséquences radiologiques</p>
E.1.3	<p><b>E.1.3 - Etude probabiliste des conditions de fonctionnement avec défaillances multiples</b></p> <p>Étant donné que les systèmes supports sont des contributeurs importants à la fréquence globale de fusion du cœur, une attention particulière doit être portée à ces systèmes. Ceci concerne notamment :</p> <p>1. les séquences des études probabilistes de sûreté associées à une perte des alimentations électriques externes :</p> <p>· les possibilités de perte de longue durée des alimentations électriques externes (qui peuvent dépendre du site) doivent être examinées précisément. Si retenir une durée maximale de 24 heures est convenable au stade de la conception, à un stade ultérieur, le concepteur devrait identifier clairement les événements initiateurs qui pourraient conduire à une perte des alimentations électriques externes de longue durée ;</p>	C1	<p>18.1 Etudes probabilistes de sûreté niveau 1.</p> <p>19.1.3 Séquences RRC-A.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 78/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
E.1.3	<ul style="list-style-type: none"><li>· en raison des incertitudes relatives au délai de découverture du cœur en cas de perte des alimentations électriques externes dans l'état D, la situation de perte des alimentations électriques externes dans l'état D suivie de la défaillance des quatre diesels principaux doit être examinée précisément en tenant compte des dispositions mises en œuvre pour faire face à cette situation ;</li></ul>	C1	18.1 Etudes probabilistes de sûreté niveau 1. 19.1.3 Séquences RRC-A.
E.1.3	<ul style="list-style-type: none"><li>· les valeurs de fiabilité attendues pour les diesels et l'indépendance entre les deux types de diesels doivent être justifiées ;</li></ul>	C1	8.3.4 Différences entre générateurs diesels principaux et générateurs diesels d'ultime secours. 18.1.1 TAB 26 Données de fiabilité.
E.1.3	<ul style="list-style-type: none"><li>· les dispositions prises pour maintenir l'intégrité des joints des pompes primaires à long terme doivent être justifiées ;</li></ul>	C1	3.7.1 Qualification des EIPs aux conditions accidentelles. 5.4.1 Groupes Motopompes Primaires. 19.1.3 Séquences RRC-A.
E.1.3	<ul style="list-style-type: none"><li>· l'autonomie des bâches du système d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur doit être vérifiée avec soin pour toutes les chronologies de défaillances ; une probabilité de défaillance de leur réalimentation devrait être introduite dans les séquences correspondantes.</li></ul>	C1	18.1 Etudes probabilistes de sûreté niveau 1. 19.1.3 Séquences RRC-A.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 79/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
E.1.3	<p>2. les séquences des études probabilistes de sûreté associées à la perte des chaînes de refroidissement :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>· les possibilités de perte de longue durée de la source froide ultime (qui peuvent dépendre du site) doivent être examinées ;</li><li>· en raison des incertitudes relatives à la récupération de la source froide ultime avant que les conditions dans l'enceinte de confinement et le réservoir d'eau interne à cette enceinte puissent atteindre des valeurs trop élevées dans l'état D, la situation de perte de la source froide doit être évaluée précisément (en tenant compte des dispositions correspondantes qui peuvent dépendre du site) ;</li><li>· l'efficacité de la diversification du refroidissement de deux pompes du système d'injection de sécurité à basse pression par l'eau glacée refroidissant les systèmes de contrôle-commande doit être justifiée.</li></ul>	C1	19.1.3 Séquences RRC-A.
E.1.3	<p>Une attention appropriée doit également être portée :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>· à la fréquence et aux conséquences d'une perte totale du système de refroidissement de la piscine du combustible usé, avec une attention spécifique portée aux situations où le cœur est déchargé, en tenant compte des moyens qui pourraient être utilisés pour faire face à une telle défaillance et des dispositions spécifiques à mettre en place pendant la maintenance d'un train ;</li></ul>	C1	18.1 Etudes probabilistes de sûreté niveau 1. 19.1.3 Séquences RRC-A.
E.1.3	<ul style="list-style-type: none"><li>· à toutes les causes possibles d'une chute intempestive du niveau d'eau dans le circuit primaire dans les états d'arrêt, en tenant compte de la conception détaillée du réacteur et des pratiques d'exploitation prévues ;</li></ul>	C1	15.2 Etudes d'accidents. 18.1 Etudes probabilistes de sûreté niveau 1. 19.1.3 Séquences RRC-A.
E.1.3	<ul style="list-style-type: none"><li>· concernant la perte totale d'alimentation en eau des générateurs de vapeur, à toutes les dépendances possibles entre le système de démarrage et d'arrêt et le système principal d'alimentation en eau.</li></ul>	C1	18.1 Etudes probabilistes de sûreté niveau 1. 19.1.3 Séquences RRC-A.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 80/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
E.2.1	<p><b>E.2 - Dispositions de protection contre les accidents avec fusion du cœur</b></p> <p><b>E.2.1 - Objectifs de sûreté</b></p> <p>Comme indiqué dans la section <b>A.1.1</b>, les situations accidentelles avec fusion du cœur qui conduiraient à des rejets précoces importants doivent être pratiquement éliminées. Les séquences de fusion du cœur à basse pression doivent être traitées de telle sorte que les rejets concevables maximaux associés ne nécessiteraient que des mesures de protection très limitées en termes d'étendue et de durée pour les personnes du public.</p> <p>Étant donné que, jusqu'à maintenant, l'expérience relative à la prise en compte des accidents graves dans la conception des réacteurs à eau pressurisée est limitée, les directives qui suivent sont plus détaillées que celles relatives aux transitoires, incidents et accidents de référence et aux conditions de fonctionnement avec défaillances multiples.</p>	C1	<p>19.2.3 Aspects radiologiques des accidents de fusion du cœur.</p> <p>19.2.4 Situations pratiquement éliminées.</p>
E.2.2.1	<p><b>E.2.2 - Élimination pratique des séquences conduisant à des rejets précoces importants</b></p> <p><b>E.2.2.1 - Prévention de la fusion du cœur à haute pression et de l'échauffement direct de l'enceinte de confinement</b></p> <p>Comme indiqué dans la section <b>A.1.3</b>, un objectif de conception est de transférer avec une haute fiabilité les séquences de fusion du cœur à haute pression vers des séquences à basse pression de telle sorte que les situations de fusion du cœur à haute pression puissent être « exclues ».</p>	C1	<p>19.2.1.1 Dépressurisation du circuit primaire.</p> <p>19.2.2.2 Dépressurisation du circuit primaire.</p> <p>19.2.4.1 Prévention de la fusion du cœur à haute pression et échauffement direct de l'enceinte.</p>
E.2.2.1	<p>Cet objectif implique de limiter la pression du circuit primaire dans la gamme 15 à 20 bar au moment de la rupture de la cuve du réacteur. Cet objectif peut être atteint en ajoutant à la fonction de dépressurisation des soupapes du pressuriseur, une vanne de décharge dédiée avec une vanne d'isolement telles que décrites dans le paragraphe <b>B.2.3.6</b></p>	C1	<p>5.4.8 Vannes spécifiques pour la dépressurisation en accidents graves.</p> <p>18.0.5.2 Cibles probabilistes pour la vérification de la conception liées au risque de rejets inacceptables.</p> <p>19.2.2.2 Dépressurisation du circuit primaire.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 81/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
E.2.2.1	<p>La capacité de décharge de la vanne dédiée doit être déterminée en considérant les situations suivantes, avec des hypothèses réalistes :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>· perte des alimentations électriques externes et indisponibilité de tous les diesels ;</li><li>· perte des alimentations électriques externes et indisponibilité de tous les diesels mais avec retour d'un appoint d'eau pendant la fusion du cœur ;</li><li>· perte totale d'alimentation en eau des générateurs de vapeur combinée avec la défaillance du gavé-ouvert primaire.</li></ul>	C1	5.4.8 Vannes spécifiques pour la dépressurisation en accidents graves.
E.2.2.1	<p>Cependant, des études de sensibilité relatives à la capacité de décharge, aux températures des gaz chauds et aux critères d'ouverture doivent être réalisées par le concepteur en considérant une décharge retardée et un renoyage tardif de même que les incertitudes des modèles de calcul relatifs à la phase de dégradation avancée du cœur ou au renoyage.</p>	C1	19.2.2.2 Dépressurisation du circuit primaire.
E.2.2.1	<p>Ces études de sensibilité aideront également à déterminer le moyen (manuel ou automatique) d'ouverture de la vanne dédiée, en tenant compte de la possibilité d'erreurs humaines au cours de l'accident.</p>	C1	19.2.2.2.4 Identification des marges temporelles en cas de dépressurisation retardée.
E.2.2.1	<p>La vanne dédiée et sa vanne d'isolement doivent être qualifiées pour des conditions représentatives. Des justifications expérimentales peuvent être nécessaires, en particulier pour les conditions qui diffèrent fortement des conditions de fonctionnement normales.</p>	C1	3.7.1 Qualification des EIPs aux conditions accidentelles. 5.4.8.6 Matériaux.
E.2.2.1	<p>Par ailleurs, des dispositions de conception doivent être prises pour faire face aux chargements mécaniques qui résulteraient de la défaillance de la cuve du réacteur à 20 bar de manière à limiter le soulèvement vertical de la cuve du réacteur.</p>	C1	19.2.2.2.2.2 Chargement mécanique en cas de rupture de la cuve.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 82/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
E.2.2.1	<p>De plus, des dispositions de conception doivent être prises pour limiter la dispersion du corium dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement dans le cas de la traversée de la cuve du réacteur, pour éviter « l'échauffement direct de l'enceinte de confinement ». Ces dispositions de conception sont relatives au puits de cuve et à sa ventilation ainsi qu'aux mesures neutroniques hors cœur, de façon à assurer que de grandes quantités de corium provenant de la cuve du réacteur ne pourront pas être transportées hors du puits de cuve.</p>	C1	6.2.6 Protection du radier.
E.2.2.2	<p><b>E.2.2.2 - Prévention des accidents d'injection rapide de réactivité</b></p> <p>L'« élimination pratique » des accidents d'injection rapide de réactivité implique un examen détaillé de chaque scénario de dilution hétérogène, en considérant l'ensemble des lignes de défense pour ce scénario.</p> <p>L'analyse pourrait comporter les trois étapes suivantes :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>· un volume maximal des bouchons d'eau sans bore est défini sur la base de considérations neutroniques et thermohydrauliques relatives à la sous-criticité du cœur, indépendamment des scénarios réels de dilution ;</li><li>· ce volume maximal est utilisé pour définir des moyens déterministes permettant d'assurer que ce volume n'est pas dépassé pour chaque scénario réel de dilution ;</li><li>· une étude probabiliste de sûreté est utilisée pour vérifier que, pour chacun des scénarios réels de dilution, l'ensemble des dispositions mises en place apportent une défense en profondeur adéquate pour «éliminer pratiquement» les accidents de réactivité correspondants.</li></ul>	C1	19.2.4.2 Prévention des accidents d'injection rapide de réactivité..
E.2.2.2	<p>Concernant la première étape, les calculs relatifs aux phénomènes de mélange devraient être réalisés avec différents codes, en incluant des calculs de validation s'appuyant de préférence sur des expériences hydrauliques dans des installations d'essais à grande échelle.</p>	C1	19.2.4.2 Prévention des accidents d'injection rapide de réactivité.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 6  
PAGE : 83/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
E.2.2.2	Concernant la deuxième étape, tous les scénarios de dilution doivent être examinés précisément, y compris ceux résultant d'erreurs d'opérateurs, de dysfonctionnements de systèmes auxiliaires, de fuites de tubes de générateurs de vapeur de même que ceux concernant des réservoirs d'eau borée.	C1	18.1.3 EPS N1 : Familles d'initiateurs "pratiquement éliminés". 19.2.4.2 Prévention des accidents d'injection rapide de réactivité.
E.2.2.2	Il est souligné que la mise en place d'un basculement automatique classé F1A de l'aspiration des pompes de charge du système de contrôle volumétrique et chimique (RCV) au réservoir d'eau interne à l'enceinte de confinement en cas de détection d'un débit dilué par un boremètre unique F1A, composé d'une source de neutrons et de quatre détecteurs de flux, serait une mesure de conception positive pour limiter les conséquences des dilutions provenant des lignes RCV. Cependant, la possibilité de classer le boremètre F1A doit être établie.	C1	9.3.2.4.2.1 Contrôle de la réactivité.
E.2.2.2	Des moyens adéquats doivent être définis par le concepteur pour « éliminer pratiquement » les scénarios de dilution hétérogène du bore via les échangeurs du système de refroidissement intermédiaire. En particulier, des exigences résultant des études correspondantes pourraient être fournies aux concepteurs des pompes en vue d'éviter la formation d'un bouchon d'eau borée diluée inadmissible dans les systèmes auxiliaires connectés via les dispositifs de refroidissement des joints de leurs pompes.	C1	19.2.4.2 Prévention des accidents d'injection rapide de réactivité.
E.2.2.2	De plus, il est souligné que, dans le cas d'une perte totale des alimentations électriques alors que l'évacuation de la puissance résiduelle est assurée par les générateurs de vapeur fonctionnant en condensation à contre-courant, de l'eau faiblement borée pourrait s'accumuler dans le circuit primaire ; cette situation doit aussi être étudiée avec soin par le concepteur.	C1	19.2.4.2 Prévention des accidents d'injection rapide de réactivité.
E.2.2.2	Il est aussi souligné que des concentrations élevées en bore en début de vie du cœur renforcerait l'attention à porter à l'« élimination pratique » des accidents de réactivité résultant d'une introduction rapide d'eau froide ou insuffisamment borée. Ces accidents de dilution du bore doivent être examinés en relation avec les marges de réactivité des systèmes d'arrêt.	C1	19.2.4.2 Prévention des accidents d'injection rapide de réactivité.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 84/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
E.2.2.2	<p>Enfin, étant donné que des mécanismes de dilution intrinsèque apparaissent au cours de certaines situations accidentelles (par exemple le mode de transfert de la chaleur dans les générateurs de vapeur par ébullition et condensation en cas de brèche primaire, les débits inverses en cas de ruptures de tubes de générateurs de vapeur...), ces mécanismes et les codes correspondants doivent être complètement analysés, en considérant les phénomènes de mélange qui peuvent réduire les conséquences des bouchons d'eau insuffisamment borée. Certaines configurations nécessitent une attention particulière : injection simultanée de deux bouchons d'eau dans la cuve du réacteur, redémarrage de la circulation naturelle dans une boucle sans injection de sécurité, bouchons de faible densité pénétrant dans la cuve du réacteur. En particulier, des dispositions de conception telles que des verrouillages automatiques doivent être mises en œuvre pour toutes les conditions de fonctionnement PCC et RRC-A concernées de façon à exclure le redémarrage de pompes primaires après une dilution hétérogène intrinsèque significative.</p>	C1	19.2.4.2 Prévention des accidents d'injection rapide de réactivité.
E.2.2.3	<p><b>E.2.2.3 - Prévention des explosions de vapeur</b></p> <p><b>Phénomènes en cuve</b></p> <p>Une libération importante d'énergie mécanique serait nécessaire pour mettre en danger la cuve du réacteur et l'enceinte de confinement ; néanmoins, le concepteur doit examiner les possibilités d'explosions de vapeur en cuve liées à la fusion du cœur. Une attention appropriée doit être portée :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- à la justification de la masse maximale de la zone de mélange, en tenant compte de la conception spécifique de la plaque inférieure de support du cœur et des incertitudes relatives à la relocalisation et au comportement du cœur dans le plénum inférieur ; dans ce cadre, les scénarios avec renoyage doivent être étudiés précisément ;</li><li>- à la transposition des résultats expérimentaux à la conception spécifique des tranches électronucléaires de la prochaine génération ;</li></ul>	C1	<p>1.5.3.2 Risque relatif à une explosion vapeur.</p> <p>19.2.1 Approche détaillée.</p> <p>19.2.4.3 Prévention des explosions de vapeur.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 85/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	<ul style="list-style-type: none"><li>· à l'ordre de grandeur des élévations de température des structures internes supérieures et du couvercle de la cuve pendant les séquences de fusion du cœur et à leurs conséquences ;</li><li>· au comportement du circuit primaire (y compris les générateurs de vapeur) dans le cas d'un bouchon d'eau de forte énergie passant à travers le collecteur annulaire de la cuve à la suite d'une interaction eau-cœur fondu de forte énergie en cuve.</li></ul>		
E.2.2.3	<p><b>Phénomènes en dehors de la cuve</b></p> <p>La quantité d'eau qui pourrait être présente dans le puits de cuve et dans la chambre d'étalement au moment de la percée de la cuve doit être limitée par conception. La possibilité d'une explosion de vapeur importante pendant le noyage du corium doit être évitée et les chargements résultant d'interactions eau-cœur fondu doivent être pris en compte dans la conception.</p>	C1	19.2.1.3.3. Phénomènes hors cuve.
E.2.2.4	<p><b>E.2.2.4 - Prévention des détonations d'hydrogène</b></p> <p>Comme indiqué dans le paragraphe <b>B.1.4.1</b>, les possibilités de concentrations locales élevées d'hydrogène doivent être empêchées autant que raisonnablement possible par la conception des structures internes de l'enceinte de confinement.</p> <p>Quand il n'est pas possible de démontrer que la concentration locale d'hydrogène reste en dessous de 10%, des critères spécifiques pourraient être utilisés, pour autant qu'ils soient complètement justifiés et validés, pour démontrer l'absence de transitions déflagration-détonation et de déflagrations rapides ; dans le cas contraire, des dispositions adéquates doivent être mises en place telles que des parois renforcées des compartiments correspondants et de l'enceinte de confinement.</p> <p>Une approche systématique et déterministe doit être réalisée par le concepteur pour la sélection des scénarios pertinents en termes de débits de relâchement d'hydrogène, en tenant compte des moyens de limitation des conséquences et il doit être prouvé que les scénarios sélectionnés sont enveloppes.</p>	C1	19.2.4.4 Prévention de la détonation d'hydrogène.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 86/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
E.2.2.4	<p>Concernant les moyens de limitation des conséquences, un concept utilisant uniquement des recombineurs sans mise en place d'igniteurs, avec une décharge directe du circuit primaire dans l'enceinte de confinement par l'intermédiaire d'un grand réservoir de décharge du pressuriseur avec deux lignes de décharge équipées de disques de rupture, les décharges étant dirigées vers les compartiments de deux pompes primaires, est acceptable en principe et doit pouvoir respecter les objectifs de sûreté mentionnés ci-dessus. Mais il doit être optimisé et la méthode de même que les outils utilisés pour la démonstration doivent être pleinement justifiés et validés.</p>	C1	19.2.4.4 Prévention de la détonation d'hydrogène.
E.2.2.4	<p>Il est cependant souligné que des incertitudes significatives existent concernant la production d'hydrogène pendant les séquences d'accident grave ; ces incertitudes sont essentiellement liées à des phénomènes tels que le renoyage tardif d'un cœur partiellement endommagé à haute température, la coulée de matériaux du cœur fondu dans l'eau restant dans le plenum inférieur de la cuve du réacteur et les interactions entre le corium et les matériaux sacrificiels. Ces incertitudes appellent des études avec des codes et des modèles variés.</p> <p>Notamment, des scénarios avec renoyage passif ou actif de même que des scénarios caractérisés par des relâchements d'hydrogène à plusieurs endroits doivent être traités dans la démonstration de l'efficacité et de la robustesse du concept de limitation des conséquences liées à l'hydrogène.</p> <p>Il est souligné que les conséquences sur l'inflammabilité du mélange de la décroissance de la pression partielle de la vapeur à la suite de la mise en service du système d'évacuation de la chaleur de l'enceinte de confinement doivent être précisément étudiées par le concepteur, en considérant différents instants de démarrage de ce système.</p>	C1	19.2.4.4 Prévention de la détonation d'hydrogène.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 87/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
E.2.2.5	<b>E.2.2.5 - Prévention des bipses du confinement</b> Comme indiqué dans la section <b>A.1.3</b> , "les séquences accidentelles (de fusion du cœur) avec bipses du confinement ... doivent être "pratiquement éliminées" par des dispositions de conception ... dans le but d'assurer un isolement fiable et aussi à prévenir les défaillances."	C1	19.2.4.5 Prévention des risques de bipses de l'enceinte de confinement.
E.2.2.5	Concernant le système d'injection de sécurité à basse pression et de refroidissement à l'arrêt (ISBP/RRA), le suivi continu de la pression et de la température dans les portions de tuyauteries situées entre les premiers et les seconds clapets d'isolement du circuit primaire qui sont maintenues à la pression des accumulateurs, fournirait une surveillance effective de l'étanchéité de ces clapets. Néanmoins, pour "éliminer pratiquement " les fusions du cœur avec bipses du confinement dû à une fuite réaliste significative à travers ces deux clapets d'isolement, le concepteur doit justifier la capacité des vannes d'isolement motorisées situées sur les lignes d'injection de sécurité à l'extérieur de l'enceinte de confinement à arrêter un débit inverse (qui pourrait être diphasique). En tout état de cause, les portions de tuyauteries du système ISBP/RRA à l'extérieur de l'enceinte de confinement jusque et y compris les vannes d'isolement motorisées doivent être dimensionnées de telles sorte que leur intégrité soit maintenue dans les conditions du fluide primaire.	C1	3.7.1 Qualification des EIPs aux conditions accidentelles. 5.4.6 Robinets. 19.2.4.2.5 Prévention des bipses de l'enceinte de confinement.
E.2.2.5	L'importance pour la sûreté, pendant le fonctionnement d'un système de refroidissement à l'arrêt, de l'étanchéité du clapet situé à l'aspiration du réservoir d'eau interne à l'enceinte de confinement ainsi que du clapet du système d'injection de sécurité à moyenne pression à l'intérieur de cette enceinte doit être aussi soulignée. Une attention spécifique doit être portée à la fermeture de ces clapets après une séquence de basculement du mode injection de sécurité au mode refroidissement à l'arrêt, en tenant compte de la présence possible de particules dans le débit traversant chacun de ces clapets au cours de l'injection de sécurité. En tout état de cause, des dispositions adéquates doivent être mises en place pour garantir l'intégrité des parties concernées du système d'injection de sécurité à l'extérieur de l'enceinte de confinement en cas de fuite à travers ces clapets.	C1	3.7.1 Qualification des EIPs aux conditions accidentelles. 6.3 Système d'injection de sécurité (RIS). 19.2.4.2.5 Prévention des bipses de l'enceinte de confinement.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 88/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
E.2.2.5	Des exigences de conception rigoureuses doivent être appliquées aux parties du système de refroidissement à l'arrêt extérieures à l'enceinte de confinement de manière à prévenir des ruptures importantes dans ces parties du système. En outre, la capacité des vannes d'isolement à se fermer doit être prouvée pour toutes les tailles de brèche (jusqu'à la brèche guillotine), y compris avec un débit diphasique.	C1	3.7.1.1.0.4.2.3 Exigence de qualification à la Rupture de Tuyauterie Haute Energie (RTHE). 19.2.4.2.5 Prévention des bippasses de l'enceinte de confinement.
E.2.2.5	Concernant les brèches possibles des barrières thermiques des pompes primaires et du refroidisseur à haute pression du système de contrôle volumétrique et chimique, le concepteur doit justifier la taille de brèche maximale retenue de même que les dispositions mises en place pour la détection et l'isolement d'une telle brèche, même pour des conditions de débit diphasique.  Concernant les brèches possibles dans les échangeurs de chaleur du système ISBP/RRA, le concepteur doit aussi justifier la taille maximale de brèche retenue et évaluer les conséquences d'une telle brèche sur les circuits du système de refroidissement intermédiaire en termes de montée en pression et en température.	C1	15.2 Etudes d'accidents. 18.1.3 EPS N1 : Familles d'initiateurs "pratiquement éliminés". 19.2.4.2.5 Prévention des bippasses de l'enceinte de confinement.
E.2.2.5	Pour ce qui concerne les séquences de fusion du cœur qui pourraient survenir pendant les états d'arrêt alors que le bâtiment de confinement est ouvert, le concepteur doit préciser les différentes phases des états d'arrêt pour lesquelles cette ouverture est autorisée. Il serait judicieux que l'enceinte de confinement soit maintenue fermée avec le système de mise en dépression de l'espace entre enceintes en fonctionnement au moins dans les états A, B et C (avec une température primaire supérieure à 70°C) de même que dans l'état D avant la phase de rechargement. Le côté secondaire des générateurs de vapeur serait également maintenu fermé et les dispositifs d'isolement de l'enceinte de confinement seraient opérationnels dans les mêmes phases des états A, B et C (avec une température primaire supérieure à 70°C) et dans l'état D avant la phase de rechargement. En tout état de cause, le concepteur doit montrer que, pour des séquences accidentelles représentatives, l'enceinte de confinement serait fermée de manière fiable avant que des relâchements radioactifs significatifs puissent intervenir à l'intérieur de l'enceinte de confinement ; comme indiqué dans le paragraphe <b>B.1.4.2</b> , cette exigence concerne notamment le tampon matériel.	C1	19.2.4.2.5 Prévention des bippasses de l'enceinte de confinement.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 6  
PAGE : 89/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
E.2.2.5	Pour ce qui concerne les situations accidentelles de fusion du cœur avec une fuite significative des tubes des générateurs de vapeur (jusqu'à une rupture multiple de tubes de générateurs de vapeur), les situations suivantes doivent être étudiées : rupture simple ou multiple de tubes de générateurs de vapeur avec perte des systèmes nécessaires pour faire face à cette rupture, rupture simple ou multiple de tubes de générateurs de vapeur avec défaillance de la fermeture de la vanne d'isolement de vapeur principale correspondante, rupture d'une tuyauterie de vapeur avec fuites de tubes du générateur de vapeur associé, ouverture intempestive d'une soupape de sûreté secondaire avec des fuites de tubes du générateur de vapeur associé.	C1	19.2.4.2.5 Prévention des bypasses de l'enceinte de confinement.
E.2.2.5	Étant donné que les séquences de fusion du cœur avec défaillances subséquentes de tubes de générateurs de vapeur doivent être "pratiquement éliminées", les scénarios conduisant à une circulation naturelle à travers les boucles primaires et les générateurs de vapeur doivent aussi être étudiées avec précision avec des codes validés adéquats.	C1	19.2.4.2.5 Prévention des bypasses de l'enceinte de confinement.
E.2.2.6	<b>E.2.2.6 - Prévention de la fusion du cœur dans la piscine du combustible usé</b> Dès lors que la piscine du combustible usé n'est pas située dans l'enceinte de confinement, il doit être démontré que les conditions de fusion du combustible usé dans la piscine sont "pratiquement éliminées". Cette démonstration doit considérer le cas d'un séisme.	C1	19.2.4.6 Prévention de la fusion du combustible dans la piscine de désactivation.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 90/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
E.2.3.1	<p><b>E.2.3 - Limitation des conséquences des scénarios de fusion du cœur à basse pression</b></p> <p><b>E.2.3.1 - Refroidissement du cœur fondu en dehors de la cuve</b></p> <p>Concernant le radier de l'enceinte de confinement, les objectifs indiqués dans la section <b>A.1.3</b> pour les situations avec fusion du cœur à basse pression peuvent, comme mentionné dans le paragraphe <b>B.1.4.1</b>, être atteints par la mise en place d'une grande chambre d'étalement en impasse avec refroidissement du corium quand il est étalé sur cette grande surface. La grande chambre d'étalement serait séparée géographiquement du puits de cuve et protégée à l'égard des chargements thermomécaniques consécutifs à la défaillance de la cuve du réacteur. Des dispositions de conception empêcheraient l'arrivée dans cette chambre d'eau de condensation provenant de quelque partie que ce soit de l'enceinte de confinement. De plus, une porte d'acier séparerait physiquement le puits de cuve de la chambre d'étalement.</p>	C1	6.2.6 Protection du radier.
E.2.3.1	<p>Dans ce concept, des couches de béton sacrificiel seraient mises en place dans le puits de cuve et dans la chambre d'étalement pour obtenir des caractéristiques adéquates du mélange fondu. La pénétration du radier serait évitée par une couche protectrice réfractaire recouverte d'une couche d'acier. Le refroidissement du mélange fondu serait assuré par le noyage de ce mélange par le dessus par de l'eau provenant du réservoir d'eau interne à l'enceinte de confinement. Les chargements thermiques sur le radier seraient limités par une épaisse plaque d'acier placée sous une couche protectrice (ZrO2 réfractaire), avec des canaux de refroidissement reliés au système d'évacuation de la puissance hors de l'enceinte de confinement.</p>	NA	6.2.6 Protection du radier.
E.2.3.1	<p>Jusqu'à maintenant, aucun système de codes validés ne peut décrire de manière fiable les phénomènes pour les séquences d'accident grave. Aussi, la conception du puits de cuve et de la grande chambre d'étalement, y compris le refroidissement du corium, doit être justifiée par le concepteur sur la base de résultats expérimentaux et de calculs associés, pour un large spectre de scénarios possibles.</p>	C1	1.5.3.3 Stabilisation du corium. 19.2.2.4 Evaluation de la stabilisation du cœur fondu.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 91/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
E.2.3.1	Des expériences sont nécessaires pour étudier les différentes conditions d'étalement qui pourraient se produire (écoulement rapide, écoulement lent, écoulements successifs, formation locale de corium solidifié, formation d'une croûte...) et les possibilités d'interactions corium-eau hautement énergétiques de même que l'érosion de matériaux sacrificiels et son influence sur la composition du mélange fondu dans la chambre d'étalement. En particulier, il y a besoin d'expériences à effets séparés pour étudier les propriétés physico-chimiques et thermodynamiques du corium et des mélanges. Des essais d'étalement devraient aussi être réalisés avec des matériaux analogues au corium jusqu'à une échelle représentative, en tenant compte du concept réel de la chambre d'étalement, notamment, la mise en place de matériaux sacrificiels.	C1	1.5.3.3 Stabilisation du corium. 19.2.2.4 Evaluation de la stabilisation du cœur fondu.
E.2.3.1	La robustesse du concept décrit ci-dessus devra être vérifiée pour différents scénarios, notamment des scénarios avec renoyage tardif et des scénarios avec une puissance résiduelle faible ; une attention spécifique doit être portée à l'ouverture de la porte (notamment à la possibilité d'une défaillance précoce ou partielle de la porte d'acier) de même qu'à l'optimisation de la conception du puits de cuve en termes de composition et de masses des couches de béton sacrificiel, et du canal de transfert entre le puits de cuve et la chambre d'étalement. Le comportement de la couche réfractaire doit aussi être validé en tenant compte des capacités des systèmes de refroidissement (notamment le flux critique) et des possibilités d'attaques thermochimiques par des oxydes de fer ou des oxydes de corium. Une attention spécifique doit aussi être portée aux conditions avec mélange liquide à long terme dans la chambre d'étalement et à la stabilité du système multicouches dans ces conditions.	C1	19.2.2.4 Evaluation de la stabilisation du cœur fondu.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 92/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
E.2.3.2	<p><b>E.2.3.2 - Refroidissement de l'enceinte de confinement sans éventage</b></p> <p>La fonction de refroidissement de l'enceinte de confinement dans les conditions de fusion du cœur à basse pression peut être réalisée par un système assurant une aspersion dans l'enceinte de confinement et le refroidissement du corium, divisé en deux trains comme décrit dans le paragraphe <b>B.2.3.5</b>, avec une chaîne de refroidissement dédiée assurant une diversification par rapport au système de refroidissement intermédiaire utilisé pour les systèmes relatifs à la prévention de la fusion du cœur. La pressurisation de la chaîne de refroidissement dédiée au dessus de la pression de fonctionnement du système de refroidissement de l'enceinte assurerait l'absence de fuite de ce système vers la chaîne de refroidissement dédiée.</p>	C1	6.2.7 Circuit d'évacuation de puissance de l'enceinte (EVU).
E.2.3.2	<p>Une attention appropriée doit être portée aux sujets suivants :</p> <p>a) les fuites possibles du système, notamment :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>· la conception de la double enveloppe de la partie non isolable de la ligne d'aspiration du système d'évacuation de la chaleur de l'enceinte de confinement ainsi que la surveillance de cette ligne et de cette double enveloppe, en tenant compte des possibles effets de corrosion ;</li><li>· la conception des parties du système d'évacuation de la chaleur de l'enceinte de confinement qui sont installées en dehors de cette enceinte et des locaux dédiés correspondants, en relation avec la fiabilité des dispositifs de détection de fuite et d'isolement d'un train défectueux ;</li><li>· les conséquences d'une fuite dans les compartiments du système d'évacuation de la chaleur de l'enceinte de confinement (pression, température, humidité relative, irradiation, ...) avec le classement des équipements correspondants.</li></ul>	C1	6.2.1.2.2 Fonction confinement des bâtiments périphériques et du BTE.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 6  
PAGE : 93/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
E.2.3.2	<p>b) les possibilités de défaillances de cause commune du système d'évacuation de la chaleur de l'enceinte de confinement et des systèmes nécessaires pour prévenir la fusion du cœur, notamment :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>· la perte de systèmes support communs : comme la fiabilité de la fonction d'évacuation de la chaleur pourrait être limitée par la fiabilité des systèmes supports, notamment les alimentations électriques et la source froide ultime, le concepteur doit, autant que nécessaire, étudier des améliorations dans le cadre des études spécifiques aux sites ;</li><li>· le bouchage des filtres du réservoir d'eau interne à l'enceinte de confinement : une information détaillée doit être fournie par le concepteur : caractéristiques de débit, volume et comportement des débris...</li></ul>	C1	6.3.4.3.6 Exigences réglementaires. 9.2.6.4.3. Conformité aux exigences de conception.
E.2.3.2	c) la fiabilité à long terme du refroidissement du corium dans la chambre d'étalement.	C1	6.2.6 Protection du radier.
E.2.3.3	<p><b>E.2.3.3 - Instrumentation</b></p> <p>Il est souligné que, pour les conditions d'accident grave, une information pertinente est nécessaire non seulement pour les opérateurs mais aussi pour les équipes de crise. Une proposition détaillée doit être présentée par le concepteur avec des justifications adéquates.</p>	C1	19.2.2.7 Instrumentation utilisées pour les accidents graves.
E.2.3.4	<p><b>E.2.3.4 - Qualification aux conditions des accidents graves</b></p> <p>Comme indiqué au paragraphe <b>B.2.2.1</b>, les équipements nécessaires en cas d'accident grave doivent être qualifiés pour les conditions pour lesquelles ils sont nécessaires. Notamment, le comportement des traversées et celui de la peau d'étanchéité interne de l'enceinte de confinement doivent être étudiés autant que nécessaire, en tenant compte des différents phénomènes qui pourraient survenir au cours d'accidents graves, notamment des combustions d'hydrogène ; le concepteur doit définir le programme de qualification correspondant.</p>	C1	3.2.2 Listes de classement. 3.5.1.3 Enceinte interne avec peau métallique. 3.5.2 Traversées de l'enceinte. 3.7.1 Qualification des EIPs aux conditions accidentelles. 19.2.2.3 Evaluation de la mitigation du risque hydrogène.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 94/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
E.2.4	<p><b>E.2.4 - Démonstration de sûreté</b></p> <p>Des conditions d'accident grave doivent être étudiées dans la démonstration de sûreté des tranches électronucléaires de la prochaine génération.</p> <p>Des exemples de telles conditions sont :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>· la perte des alimentations électriques externes cumulée avec l'indisponibilité de tous les diesels, c'est-à-dire la perte totale des alimentations électriques telle que définie dans les conditions de fonctionnement RRC-A combinée à l'indisponibilité des petits diesels,</li><li>· la perte totale de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur (comme dans les conditions RRC-A) combinée à la défaillance du "gavé-ouvert" côté primaire,</li><li>· une petite brèche primaire avec perte totale du système d'injection de sécurité,</li><li>· une perte de réfrigérant primaire (jusqu'à la rupture de la ligne d'expansion du pressuriseur) avec défaillance complète du système d'injection de sécurité.</li></ul> <p>Cependant, les incertitudes relatives à certains des phénomènes qui pourraient survenir au cours des séquences d'accident grave appellent à considérer différents scénarios et à réaliser des études de sensibilité.</p>	C1	19.2.2.1 Progression de l'accident en cuve et sélection des scénarios pertinents.
E.2.4	<p>Pour chaque code de calcul utilisé pour justifier la conception, le concepteur doit préciser sa validation et sa qualification expérimentales et comment les incertitudes restantes sont prises en compte (par exemple études de sensibilité).</p>	C1	1.5 Evaluation du programme de R&D. Annexe 19 : Codes utilisés dans le chapitre 19.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 6  
PAGE : 95/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
E.2.4	<p>Concernant les chargements résultant d'une combustion d'hydrogène, avec le concept de limitation des conséquences décrit au paragraphe <b>E.2.2.4</b>, des effets dynamiques locaux dus à des phénomènes tels qu'une déflagration rapide ou une transition déflagration-détonation ne sont attendus que sur les structures internes du bâtiment de confinement ; des dispositions telles que des parois renforcées des compartiments correspondants doivent être mises en place autant que nécessaire.</p> <p>Pour la paroi interne de l'enceinte de confinement, il doit aussi être démontré qu'en tenant compte des moyens de limitation des conséquences, et quel que soit le scénario choisi, le chargement de pression résultant d'une combustion d'hydrogène complète, adiabatique et isochore ne dépasse la pression de dimensionnement de l'enceinte de confinement à aucun moment.</p>	C1	<p>19.2.2.3 Evaluation de la mitigation du risque hydrogène.</p> <p>6.2.4 Contrôle du gaz de combustion (ETY).</p>
E.2.4	<p>Pour démontrer l'atteinte de l'objectif de sûreté pour les séquences de fusion du cœur à basse pression décrit dans la section <b>A.1.1</b>, les calculs des conséquences radiologiques envisageables devront utiliser des hypothèses et des paramètres réalistes.</p> <p>En tant qu'étude de sensibilité, le cas d'une petite fuite du bâtiment du réacteur vers un bâtiment périphérique doit être étudiée en détail, en tenant compte de l'étanchéité du bâtiment concerné et de la rétention assurée par ce bâtiment.</p>	C1	<p>19.2.3 Aspects radiologiques des accidents de fusion du cœur.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 96/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
F.1.1	<p><b>F - PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS</b></p> <p><b>F.1 - Protection contre les agressions internes</b></p> <p><b>F.1.1 - Exigences générales</b></p> <p>Comme indiqué dans la section <b>A.2.4</b>, les agressions internes à considérer dans la démonstration de sûreté comprennent :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>· les défaillances de composants soumis à la pression,</li><li>· les inondations internes,</li><li>· les incendies,</li><li>· les explosions internes,</li><li>· les projectiles internes,</li><li>· les chutes de charge.</li></ul> <p>Les possibilités de défaillances de mode commun dues à des agressions internes peuvent être minimisées par l'installation des parties des trains des systèmes de sûreté qui sont en dehors du bâtiment de confinement dans des divisions conçues de telle sorte que même la perte totale d'une division due à une agression interne spécifique n'empêcherait pas l'accomplissement des trois fonctions de sûreté de base, en postulant une défaillance unique en cohérence avec les règles de la démonstration de sûreté appliquées aux transitoires, incidents et accidents de référence. Des dispositions d'installation doivent être spécifiées par le concepteur pour les équipements redondants des systèmes de sûreté non séparés par la disposition en divisions.</p> <p>De plus, la démonstration de sûreté doit être faite pour chaque agression interne en supposant que tous les équipements non protégés affectés sont perdus et en considérant un aggravant unique et les premières actions des opérateurs selon les</p>	C1	3.4 Protection vis-à-vis des agressions internes.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 6  
PAGE : 97/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	mêmes règles que pour les transitoires, incidents et accidents de référence. En principe, les agressions internes qui ne résultent pas de tels transitoires, incidents et accidents de référence ne devraient pas induire une condition de fonctionnement de la tranche qui rentrerait dans les catégories des incidents ou des accidents. Dans le cas contraire, le concepteur doit montrer que cette condition de fonctionnement de la tranche est enveloppée en termes de probabilité et de conséquences par l'étude des incidents et accidents de référence et des conditions de fonctionnement avec défaillances multiples de référence.		
F.1.1	Les relations entre les agressions internes (telles que les inondations résultant de ruptures de tuyauteries ou les incendies résultant d'explosions) doivent être considérés dans la démonstration de sûreté de même que les agressions internes qui pourraient résulter d'agressions externes ou d'accidents graves (voir le paragraphe <b>F.2.2.1</b> pour les séismes).	C1	3.4.0 Exigences et considérations communes à toutes les agressions internes.
F.1.2.1	<b>F.1.2 - Exigences pour la conception des dispositions de protection contre les agressions internes</b> <b>F.1.2.1 - Défaillances de tuyauteries, cuves, réservoirs, pompes et vannes</b> La conception et la disposition des tuyauteries, cuves, réservoirs, pompes et vannes doivent être fondées autant que possible sur le principe de séparation physique ou géographique de manière à empêcher l'aggravation d'un événement initial, en postulant notamment un aggravant en cohérence avec les règles appliquées pour les transitoires, incidents et accidents de référence, et à éviter les défaillances de cause commune dans les systèmes nécessaires pour atteindre et maintenir un état d'arrêt sûr. A cet égard :  a) la disposition des tuyauteries primaires devrait être telle qu'une défaillance d'une boucle du circuit primaire n'induisse pas une défaillance d'une autre boucle ;  b) la disposition des tuyauteries primaires et secondaires devrait être telle qu'une défaillance du circuit primaire n'induisse pas de défaillance du circuit secondaire et vice versa ;	C1	3.4.2 Fuites et ruptures de tuyauteries.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 98/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	<p>c) une défaillance d'une tuyauterie secondaire ne devrait pas conduire à la dépressurisation simultanée de deux générateurs de vapeur,</p> <p>d) la dépressurisation d'un générateur de vapeur simultanément du côté eau et du côté vapeur devrait être évitée,</p> <p>e) les premières vannes d'isolement sur les circuits connectés devraient être situées au plus près des tuyauteries principales.</p> <p>Les non conformités à ces règles doivent être justifiées.</p>		
F.1.2.1	<p>Concernant les effets de défaillances de tuyauteries, cuves, réservoirs, pompes et vannes, pour les composants à haute énergie (composants des systèmes transportant de l'eau ou de la vapeur à une pression supérieure à 2,0 MPa ou à une température supérieure à 100°C en exploitation normale, composants transportant des gaz à une pression supérieure à la pression atmosphérique), les effets locaux à considérer comprennent des effets internes aux systèmes (forces liées aux ondes de pression et forces liées aux débits accrus) et des effets sur le voisinage des composants (effets de jets, forces de réaction, fouettements de tuyauteries).</p> <p>De plus, dans chaque cas, les effets globaux à considérer comprennent :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- les inondations ;</li><li>- les conditions ambiantes plus sévères ;</li><li>- et les effets de pressions différentielles sur les structures des bâtiments.</li></ul>	C1	3.4.2 Fuites et ruptures de tuyauteries.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 6  
PAGE : 99/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
F.1.2.1	<p>En plus de "l'exclusion" des ruptures guillotines des tuyauteries primaires principales et des tuyauteries secondaires principales comme indiqué dans les sections <b>B.1.2</b> et <b>B.1.3</b>, des ruptures pourraient être « exclues » de la démonstration de sûreté pour des cuves, réservoirs, pompes et vannes conçues, réalisées et exploitées avec des exigences de haute qualité ; Cependant une telle approche doit être clairement justifiée par le concepteur au cas par cas, en tenant compte de l'expérience d'exploitation des tranches existantes ; avec ces justifications, seules des fuites seraient étudiées. D'autres « exclusions » de ruptures pourraient être discutées pour des tuyauteries de diamètre intérieur de plus de 50 mm environ, conçues, réalisées et exploitées selon des exigences élevées de qualité et de surveillance quand ces tuyauteries sont exploitées à haute énergie moins de 2% de la vie du réacteur ; dans le cas où de telles « exclusions » de ruptures seraient justifiées, seules des fuites seraient retenues.</p>	C1	3.4.2 Fuites et ruptures de tuyauteries.
F.1.2.1	<p>Les localisations des ruptures ou fuites postulées de tuyauteries doivent être choisies en considérant non seulement les contraintes calculées dans les tuyauteries mais aussi les conséquences possibles des défaillances de tuyauteries à haute ou basse énergie dans chaque compartiment contenant de telles tuyauteries ; ceci doit notamment être appliqué aux traversées de l'enceinte de confinement.</p> <p>De plus, des hypothèses appropriées doivent être proposées et justifiées par le concepteur concernant l'importance des fuites initiales à travers des fissures traversantes de tuyauteries, de brides et de pénétrations de pompes et vannes, ainsi que l'importance des fuites pouvant résulter de l'agression d'une tuyauterie ou d'un autre équipement par le fouettement d'une tuyauterie rompue.</p>	C1	3.4.2 Fuites et ruptures de tuyauteries.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 100/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
F.1.2.2	<b>F.1.2.2 - Inondations internes</b> Pour ce qui concerne les inondations, en complément aux ruptures et fuites de tuyauteries, cuves, réservoirs, pompes et vannes définies au paragraphe <b>F1.2.1</b> , des initiateurs possibles d'inondations tels qu'une erreur de lignage, une entrée d'eau provenant de bâtiments voisins, le fonctionnement erroné d'un système de lutte contre l'incendie, le débordement d'une bêche, l'ouverture de soupapes de sûreté, la défaillance ou le fonctionnement intempestif d'organes d'isolement... doivent être traités dans la démonstration de sûreté.	C1	3.4.8 Inondation interne.
F.1.2.2	Tous les effets pertinents des inondations envisageables doivent être considérés y compris ceux d'une élévation du niveau d'eau pour les composants actifs et passifs dans la zone affectée, d'un accroissement de pression, de température, d'humidité ou des conditions de radioactivité ambiantes pour les équipements de la zone affectée, d'une aspersion pour les composants électriques, de relâchements d'acide borique, de même que les chargements en résultant sur les structures des bâtiments, y compris les portes et les sas. Les délais retenus pour les interventions nécessaires des opérateurs doivent être justifiés par le concepteur, en tenant compte des différentes sources d'inondation qui pourraient survenir simultanément et des conditions ambiantes sur les chemins d'accès.	C1	3.4.8 Inondation interne.
F.1.2.2	En outre, éviter la contamination des eaux souterraines doit être un objectif de conception ; les dispositions correspondantes doivent être spécifiées et justifiées par le concepteur même pour le cas de l'inondation interne d'un bâtiment auxiliaire.	C1	3.4.8 Inondation interne.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 101/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
F.1.2.3	<b>F.1.2.3 - Incendies</b> Selon le principe de "défense en profondeur", la protection contre l'incendie comprend la prévention, la détection et l'extinction des incendies (maîtrise des incendies) ainsi que la limitation des conséquences des incendies (non propagation des incendies). La priorité est donnée aux dispositions ayant pour but de limiter et d'isoler les charges calorifiques, de limiter la formation de fumées ainsi que d'éviter les sources d'ignition à proximité de matériaux combustibles ; ceci conduit à choisir des équipements et des fluides ininflammables ou difficilement inflammables autant qu'il est possible et approprié ; les sources d'ignition possibles doivent être clairement identifiées et étudiées.	C1	3.4.7.1 Base de conception (incendies)
F.1.2.3	Nonobstant les mesures de prévention, la protection contre l'incendie doit être fondée sur l'hypothèse qu'un feu peut se déclarer n'importe où dans l'installation et dans n'importe quelle condition d'exploitation normale de celle-ci ; un seul feu doit être considéré à un instant donné . Une attention particulière doit être portée aux dispositions de protection contre l'incendie dans les états d'arrêt, y compris pendant les activités de maintenance. De plus, la protection contre les incendies qui pourraient se déclarer dans un état anormal de la tranche, en particulier dans des conditions d'arrêt post-accidentel, doit être définie par le concepteur.	C1	3.4.7 Incendie.
F.1.2.3	Concernant la limitation des conséquences des incendies, la priorité doit être donnée, en premier lieu à la protection physique par des secteurs de feu, en second lieu à la séparation géographique par des zones de feu. Le maintien en position ouverte, dans les états d'arrêt, d'éléments de sectorisation liés à la sûreté doit être exceptionnel et faire l'objet d'une analyse au cas par cas, avec la définition de dispositions compensatoires appropriées. Cette exigence doit être prise en compte dès le stade de la conception.	C1	3.4.7 Incendie.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 6  
PAGE : 102/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
F.1.2.3	L'analyse de sûreté des effets des incendies doit clairement identifier les possibilités de défaillances de mode commun qui pourraient résulter d'une séparation incomplète des équipements redondants nécessaires pour atteindre et maintenir un état d'arrêt sûr (y compris les risques d'inondation interne liés à l'utilisation des systèmes de lutte contre l'incendie) ; dans un tel cas, des dispositions complémentaires doivent être mises en place autant qu'il est nécessaire. Plus généralement, la défaillance fonctionnelle de tous les équipements autres que ceux disposant d'une protection justifiée de manière adéquate, doit être supposée à l'intérieur du secteur de feu ou de la zone de feu où l'incendie s'est déclaré.	C1	3.4.7 Incendie.
F.1.2.3	De plus, les points suivants doivent être soulignés : · le degré de résistance au feu des éléments de sectorisation doit être précisé par le concepteur, en tenant compte des évolutions des connaissances ;	C1	3.4.7.1.2.1. Les secteurs de feu.
F.1.2.3	· les effets de pression dus à un incendie doivent être évalués ; si nécessaire, une qualification adéquate doit être menée pour la fermeture des ouvertures qui doivent résister au feu, en particulier pour celles situées à la frontière d'un secteur de feu ;	C2	La problématique des effets de pression fait l'objet d'études (Position n°3 : Incendie du courrier EMESN100525). Compte tenu de l'état actuel des connaissances, des études et essais complémentaires concertés et représentatifs des situations réelles sont encore à réaliser.  Les effets de pression ne sont pas abordés ni dans le référentiel de sûreté (rapport de sûreté section 3.4.7.0 et 3.4.7.1), ni dans l'ETC-F, ni dans les méthodologies d'étude (par exemple la méthode EPRESSI ou la méthode ARI). Les études incendie ne prennent donc pas en compte les effets de pression. A ce stade, les effets de pression sont toujours un sujet traité dans le cadre de la recherche et développement au sein d'EDF. Ils pourront être intégrés ultérieurement lorsque la R&D pourra fournir un modèle représentatif du phénomène dans les installations du parc (y compris EPR) en tenant compte des matériels spécifiques installés.
F.1.2.3	· le suivi de la propagation des incendies doit être considéré comme un but dans la conception des systèmes de détection d'incendie ;	C1	3.4.7.2.2 Justification de la non propagation d'un incendie. 9.5.1 Système et équipements de protection incendie.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 103/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
F.1.2.3	<p>· les contre-mesures nécessaires en cas d'incendie pour protéger les systèmes classés de sûreté (éléments de sectorisation, détection d'incendie et systèmes de lutte contre l'incendie) doivent être dimensionnés pour résister à un séisme.</p>	C1	3.2.2 Liste de classement. 3.4.7.0 Exigences de sûreté.
F.1.2.4	<p><b>F.1.2.4 - Explosions internes</b></p> <p>La priorité doit être donnée à la prévention des explosions internes, notamment par la limitation stricte de l'utilisation de gaz et fluides explosifs. Les moyens correspondants de même que les relations entre explosions internes et les autres agressions doivent être définis par le concepteur.</p>	C1	3.4.6 Explosion interne.
F.1.2.5	<p><b>F.1.2.5 - Projectiles internes</b></p> <p>Des projectiles internes peuvent provenir de la défaillance d'équipements tournants ou de la défaillance de composants à haute énergie. Ces défaillances doivent être évitées autant qu'il est possible par des exigences de qualité et de surveillance ; les mesures correspondantes doivent être définies par le concepteur, notamment la mise en place de dispositifs pour empêcher la mise en survitesse d'équipements tournants.</p> <p>Néanmoins, des études doivent être réalisées pour évaluer les conséquences possibles de projectiles d'origine interne représentatifs, notamment un projectile provenant d'un corps à basse pression de la turbine ; en fonction des résultats de ces études, des dispositions supplémentaires doivent être mises en œuvre autant qu'il est nécessaire.</p>	C1	3.4.4 Missiles.
F.1.2.6	<p><b>F.1.2.6 - Chutes de charge</b></p> <p>En principe, les chutes de charge sur des équipements liés à la sûreté doivent faire l'objet de dispositions de prévention en fonction de l'importance des conséquences qui en résulteraient. Les niveaux de défense contre les chutes de charges (dispositions de prévention, de surveillance et de limitation des conséquences à mettre en œuvre) doivent être définis par le concepteur.</p>	C1	3.3.2 Protections vis-à-vis des séismes. 3.4.5 Collisions et chutes de charges.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 104/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
F.2.1	<p><b>F.2 - Protection contre les agressions externes</b></p> <p><b>F.2.1 - Évènements à considérer</b></p> <p>Les agressions externes à considérer dans la démonstration de sûreté et pour lesquelles des dispositions de conception sont demandées dans la section <b>A.2.5</b> incluent :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>· les tremblements de terre,</li><li>· les chutes d'avions,</li><li>· les explosions externes,</li><li>· la foudre et les interférences électromagnétiques,</li><li>· les eaux souterraines,</li><li>· les conditions météorologiques extrêmes (température, neige, vent, pluie, ...),</li><li>· les inondations externes,</li><li>· la sécheresse,</li><li>· la formation de glace,</li><li>· les gaz toxiques, corrosifs ou inflammables..</li></ul> <p>En règle générale, un bon moyen pour déterminer les dispositions à mettre en place contre les agressions externes est de définir des cas de charge. Une méthode appropriée doit être définie pour chaque agression externe en vue de déterminer les chargements ainsi que les structures, systèmes et équipements qui doivent résister à ces chargements ; de plus, pour certaines agressions externes, cette approche doit être complétée par une approche événementielle incluant, si nécessaire, une analyse fonctionnelle pour évaluer les dépendances entre agressions externes et agressions ou évènements internes.</p>	C1	3.3 Protection contre les agressions externes.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 6  
PAGE : 105/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
F.2.2.1	<p><b>F.2.2 - Exigences pour la conception des dispositions de protection contre des agressions externes spécifiques</b></p> <p><b>F.2.2.1 - Séismes</b></p> <p>Il existe deux possibilités pour la conception sismique d'une tranche : dimensionner avec des spectres et des valeurs d'accélération spécifiques au site ou dimensionner en utilisant des spectres standardisés. Dans le dernier cas, une intensité de VIII dans l'échelle MSK pourrait être retenue, par exemple pour la conception des bâtiments et des équipements non spécifiques au site ; ceci implique que, pour certains sites, des adaptations pourraient être nécessaires au cas par cas.</p> <p>Dans le contexte sismotectonique européen, les trois spectres présentés sur la figure <b>A.1</b> apparaissent bien adaptés et suffisamment conservatifs pour un dimensionnement standard. Avant toute décision sur la construction d'une tranche sur un site spécifique, le concepteur doit prouver que cette protection standard est adéquate au vu des caractéristiques réelles du site.</p>	C1	3.3.2.1 Bases de conception.
F.2.2.1	<p>Les bâtiments classés de sûreté doivent être dimensionnés à l'égard des séismes, en utilisant des critères appropriés selon les exigences fonctionnelles correspondantes. De plus, les fonctions de sûreté doivent être accomplies pour le séisme de dimensionnement en supposant des endommagements aux équipements non sismiques ; ceci implique une vérification détaillée du comportement des installations, en tenant compte de façon appropriée de la disposition précise des équipements.</p>	C1	3.2.1.2.3 Classement sismique. 3.2.2 Liste de classement. 3.3.2 Protection vis-à-vis des séismes. 3.5 Dimensionnement des ouvrages sismiques de catégorie 1.
F.2.2.1	<p>Un "séisme d'inspection" avec une accélération horizontale maximale de 0,05 g en champ libre est adéquat ; après l'occurrence d'un séisme de niveau inférieur ou égal à celui-ci, aucune vérification ou inspection des composants importants pour la sûreté ne devrait être nécessaire avant de ramener ou de maintenir la tranche en fonctionnement normal. Cependant des dispositions adéquates doivent être mises en place au stade de la conception pour permettre les inspections et les tests qui pourraient s'avérer nécessaires en cas de dépassement de ce niveau d'accélération.</p>	C1	3.3.2 Protection vis-à-vis des séismes.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 106/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
F.2.2.1	Pour le dimensionnement des composants et des structures des tranches électronucléaires de la prochaine génération, la combinaison du séisme de dimensionnement avec l'accident de perte de réfrigérant primaire de référence doit être prise en compte. Pour le dimensionnement des structures internes de la cuve du réacteur, cette exigence pourrait être traitée en considérant un cas de charge combinant le séisme de dimensionnement et la rupture de la plus grosse tuyauterie connectée à une tuyauterie primaire principale. De plus, concernant le dimensionnement et l'étanchéité de l'enceinte de confinement, le concepteur doit préciser sa position sur la combinaison d'une défaillance d'une tuyauterie de vapeur avec le séisme de dimensionnement. Les systèmes nécessaires pour faire face aux transitoires, incidents et accidents de référence doivent être conçus ou qualifiés pour la combinaison des chargements résultant des transitoires, incidents et accidents de référence correspondants et du séisme de dimensionnement.	C1	3.2.1.2.3 Classement sismique. 3.2.2 Liste de classement. 3.3.2 Protection vis-à-vis des séismes. 3.5 Dimensionnement des ouvrages sismiques de catégorie 1. 3.6 Systèmes et composants mécaniques. 3.7.1 Qualification des EIPs aux conditions accidentelles.
F.2.2.1	Une approche événementielle doit être appliquée pour identifier de manière exhaustive les équipements dont la défaillance pourrait induire la défaillance d'équipements dimensionnés au séisme nécessaires pour l'accomplissement des fonctions de sûreté ; cette approche doit être complétée pendant la phase de construction par une visite des locaux. Des mesures de conception complémentaires doivent être mises en place autant qu'il est possible pour supprimer les difficultés identifiées. De plus, des défaillances simultanées d'équipements non dimensionnés au séisme doivent être considérées selon une méthode appropriée.	C1	3.3.2 Protection vis-à-vis des séismes.
F.2.2.1	Le concepteur doit aussi préciser comment il a l'intention de prouver l'existence de marges de dimensionnement suffisantes en cohérence avec les objectifs généraux de sûreté indiqués dans la section A.1.1. L'évaluation des marges doit être réalisée dans le but de démontrer qu'il n'y aurait pas d'effet falaise en matière de conséquences radiologiques en supposant des valeurs d'accélération inférieures aux valeurs d'accélération spécifiques au site ; la méthode correspondante doit tenir compte du comportement réel d'équipements représentatifs et des possibilités de défaillances simultanées d'équipements.	C1	3.5.0.3.5 Prise en compte de marges. 18.3.1.1 EPS "séisme".



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 6  
PAGE : 107/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
F.2.2.1	Pour faire face à la possibilité d'une perte de longue durée des sources électriques externes, toutes les sources électriques de secours doivent être dimensionnées et qualifiées au séisme.	C1	3.2.2 Listes de classement.
F.2.2.2	<p><b>F.2.2.2 - Chutes d'avions</b></p> <p>Pour ce qui concerne les chutes d'avion, des dispositions doivent être prises pour assurer une protection appropriée des bâtiments liés à la sûreté en considérant de façon appropriée les trafics de l'aviation générale et de l'aviation militaire à proximité du site et en anticipant autant que possible leurs évolutions au cours de la vie de l'installation.</p> <p>La protection des systèmes de sûreté doit être considérée à l'égard de l'impact direct (pénétration) ainsi qu'à l'égard de l'impact indirect liés aux vibrations induites.</p>	C1	3.3.3 Protection contre la chute d'avion.
F.2.2.2	<p>Ces objectifs peuvent être traités en dimensionnant le bâtiment du réacteur, le bâtiment du combustible usé et certains bâtiments auxiliaires (de manière à assurer sans redondance la protection des équipements nécessaires pour arrêter le réacteur et empêcher la fusion du cœur) avec les diagrammes de chargement en fonction du temps C1 et C2 présentés sur la figure <b>F.2</b>, appliqués à une aire circulaire de 7 m<sup>2</sup> de la manière suivante :</p> <p>1. Le diagramme de chargement en fonction du temps C1 doit être utilisé pour le dimensionnement des structures internes de ces bâtiments contre les vibrations induites, en supposant un comportement linéaire élastique du matériau et un impact au centre de chaque voile de protection externe. Pour éviter des excitations extrêmes, un découplage des structures internes des parois externes doit être utilisé. Autant que possible, la fixation de systèmes et de composants sur les voiles externes devrait être évitée. Les spectres de réponse correspondants à considérer pour la conception des équipements ne doivent être calculés que pour les éléments structuraux principaux de ces bâtiments.</p> <p>2. Concernant la protection contre la pénétration, le diagramme de chargement en fonction du temps C1 doit être utilisé pour le dimensionnement des parois externes des mêmes bâtiments contre les chargements résultant d'un impact direct, de manière à as-</p>	C1	3.3.3 Protection contre la chute d'avion.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 108/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	<p>surer qu'il n'y aura ni pénétration ni écaillage et que les déformations (armatures, béton) seraient limitées.</p> <p>3. En outre, le diagramme de chargement en fonction du temps C2 doit être utilisé pour le dimensionnement à l'état limite ultime (selon l'Eurocode 2, partie 1):</p> <p>a) du bâtiment du réacteur de manière à assurer que la perforation est évitée et que l'écaillage qui pourrait survenir ne compromettrait pas l'arrêt du réacteur et la prévention de la fusion du cœur,</p> <p>b) du bâtiment du combustible usé de manière à assurer l'absence de découverture du combustible usé.</p> <p>L'analyse dynamique des vibrations induites peut être réalisée en utilisant une technique de superposition d'analyse modale avec la combinaison des réponses modales selon la méthode de « la racine carrée de la somme des carrés ».</p>		
F.2.2.2	<p>Il est souligné que, avec une disposition appropriée assurant une séparation géographique des équipements redondants non protégés, il n'est pas nécessaire de compléter l'approche par cas de charge correspondante par une approche événementielle. Cependant, il est souligné, en relation avec le fait que les tuyauteries de vapeur sont implantées par paires et ne sont pas protégées contre les chutes d'avions, que la vidange simultanée de deux générateurs de vapeur devrait être étudiée avec des règles appropriées.</p>	C1	19.3.2.1b Vidange simultanée de deux générateurs de vapeur suite à l'accident de chute d'avion.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 109/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
F.2.2.3	<p><b>F.2.2.3 - Explosions</b></p> <p>Concernant les explosions externes, il est nécessaire de prendre en compte, pour le dimensionnement des tranches électronucléaires de la prochaine génération, comme chargement standard en fonction du temps une onde de pression de forme triangulaire à front raide avec une surpression maximale de 100 mbar et une durée de 300ms. C'est-à-dire que, en tenant compte des réflexions possibles sur les parois et les toits des bâtiments, le chargement en fonction du temps sur les parois des bâtiments consistera en une onde de surpression maximale de 200 mbar sur les parois planes.</p> <p>Pour une protection adéquate des tranches électronucléaires de la prochaine génération, le bâtiment du réacteur, le bâtiment du combustible usé, les bâtiments de sauvegarde et les bâtiments des diesels doivent être protégés de même que les structures et les conduits spécifiques au site liés à l'alimentation en eau brute.</p> <p>De plus, la protection du bâtiment des auxiliaires nucléaires doit être considérée pour ce qui concerne le risque de rejets radioactifs.</p>	C1	3.3.4 Protection vis-à-vis des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication - explosion externe.
F.2.2.3	<p>Avant qu'une décision soit prise sur la construction d'une tranche sur un site spécifique, le concepteur doit prouver que la protection standard relative aux explosions est appropriée en tenant compte du développement industriel actuel et planifié autour du site. Dans le cas contraire des mesures administratives doivent être prises ou des protections complémentaires doivent être mises en place.</p>	C1	2.2 Environnement industriel, voies de communication. 3.3.4.2 Analyse de sûreté (explosions).
G.1	<p><b>G - EXIGENCES DE CONCEPTION DES SYSTEMES ET EFFICACITE DES FONCTIONS DE SURETE</b></p> <p><b>G.1- Conception du système de refroidissement de la piscine du combustible usé</b></p> <p>Le système de refroidissement de la piscine du combustible usé pourrait consister en deux trains identiques indépendants, chaque train ayant deux pompes et un échangeur de chaleur refroidi par le système de refroidissement intermédiaire.</p>	C1	9.1.3 Traitement et refroidissement de l'eau des piscines (hors IRWST).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 6  
PAGE : 110/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
G.1	<p>Les exigences suivantes seraient appliqués au système de refroidissement de la piscine du combustible usé :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>· la conception de la piscine du combustible usé et la disposition des piquages d'aspiration et de sortie du système de refroidissement de la piscine seraient telles qu'elles éviteraient une recirculation directe entre le refoulement et l'aspiration du système de refroidissement ;</li><li>· la température de la piscine serait maintenue inférieure à 50°C en fonctionnement normal (états en puissance et à l'arrêt jusqu'au commencement du déchargement du cœur dans l'état E) avec une pompe d'un train en fonctionnement ;</li><li>· la température de la piscine serait maintenue inférieure à 50°C pendant les états d'arrêt E et F avec deux trains en fonctionnement et une pompe de chaque train en fonctionnement ;</li><li>· le système et la piscine du combustible usé devraient pouvoir supporter une température de 100°C. Le redémarrage et le fonctionnement du système doivent être possibles avec une piscine du combustible usé à 100°C.</li></ul>	C1	9.1.3 Traitement et refroidissement de l'eau des piscines (hors IRWST).
G.1	<p>Une telle conception permet de conserver la disponibilité d'une pompe après la perte d'un train en postulant une défaillance unique active sur l'autre train, en reconnaissant que "l'exclusion" de la défaillance unique passive sur cet autre train pourrait être tolérée si des exigences rigoureuses sont appliquées au stade de la conception et de la construction de même que pour l'inspection en service du système de refroidissement de la piscine du combustible usé et des barillets su système de refroidissement intermédiaire.</p>	C1	9.1.3 Traitement et refroidissement de l'eau des piscines (hors IRWST).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 111/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
G.1	<p>Cependant, l'approche relative aux événements initiateurs pour le système de refroidissement de la piscine du combustible usé et les systèmes supports associés, doit être définie par le concepteur, avec le classement de ces événements dans les catégories de conditions de fonctionnement et les conditions de fonctionnement de réduction du risque de la tranche et les règles d'analyse associées. Les exigences de conception du système de refroidissement de la piscine du combustible usé doivent refléter l'importance de la fonction d'évacuation de la puissance résiduelle. Pour les transitoires, incidents et accidents de référence, des exigences plus rigoureuses devraient être appliquées aux conditions de fonctionnement les plus fréquentes. En particulier, des limitations adéquates de la température de la piscine du combustible usé doivent être définies pour les transitoires de référence en supposant la défaillance d'un train du système, même pendant la maintenance préventive et les essais périodiques ; ces limitations doivent tenir compte des exigences appliquées à la peau d'étanchéité de la piscine de même qu'aux structures en béton et être cohérentes avec la protection des autres systèmes de sûreté.</p>	C1	<p>9.1.6 Conception du revêtement des piscines (hors IRWST).</p> <p>15.2 Etudes d'accidents.</p>
G.1	<p>Il est aussi souligné que le concepteur doit prévoir des dispositions permettant la maîtrise de la perte totale du système de refroidissement de la piscine du combustible usé tout en maintenant la fonction de confinement ; dans le cas contraire, la vraisemblance d'une ébullition de l'eau dans la piscine de combustible usé devra être réduite par des améliorations adéquates, notamment des systèmes supports du système de refroidissement de la piscine. De plus, comme indiqué au paragraphe <b>E.2.2.6</b>, la fusion du combustible dans la piscine doit être "pratiquement éliminée" ; le concepteur doit fournir les justifications de cette "élimination pratique", incluant les résultats d'études probabilistes de sûreté.</p>	C1	<p>18.2 Etudes probabiliste de sûreté niveau 2.</p> <p>19.2.4.6 Prévention de la fusion du combustible dans la piscine de désactivation.</p>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 112/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
G.2	<p><b>G.2 - Efficacité de l'étanchéité de l'enceinte de confinement</b></p> <p>Comme indiqué au paragraphe <b>B.1.4.1</b>, un faible taux de fuite de la paroi interne de l'enceinte de confinement est essentiel.</p> <p>Une attention appropriée doit être portée aux points suivants :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>· le béton à hautes performances doit être spécifié en détail ; des critères d'acceptation et des tests adéquats concernant les paramètres tels que la porosité, la perméabilité, la maniabilité, le retrait et le fluage doivent être définis indépendamment du choix d'un site. Après le choix de celui-ci, ces tests devront être mis en œuvre ;</li></ul>	C1	3.5.1 Enceinte interne avec peau métallique.
G.2	<ul style="list-style-type: none"><li>· en plus des investigations menées par calcul dans une première étape, la validité des tolérances de construction et des procédés de construction pour l'utilisation combinée d'un béton à hautes performances et de tendons 55T15 doit être vérifiée expérimentalement au moins par des tests de laboratoire avec la composition spécifique du béton ;</li></ul>	C1	[ ] avec BAP on été testés sur l'enceinte interne de Civaux 2. Suite aux essais réalisés à Civaux 2, la note ENGSGC060080 réaffirme dans sa conclusion "EDF a rassemblé l'avis de nombreux experts et réalisé de nombreuses analyses visant à étudier les différentes causes potentielles (des écaillages constatés sur l'enceinte interne de Civaux 2). Ces investigations permettent de réaffirmer la compatibilité de l'association [ ]
G.2	<ul style="list-style-type: none"><li>· le processus de qualification du matériau de la peau d'étanchéité et des produits d'injection doit être spécifié ; le choix de ces composants sera fondé sur les résultats des essais correspondants ;</li></ul>	C1	Le liner métallique, similaire à ceux des CPY, est conçu suivant l'ETC-C partie 2. Etant donné la présence du liner, il n'y a pas de produit d'injection valorisé pour l'étanchéité de l'enceinte interne.
G.2	<ul style="list-style-type: none"><li>· la paroi interne du bâtiment de confinement devra être équipée d'une instrumentation adéquate pour suivre avec précision la perte de la précontrainte au cours du temps dans les zones singulières ; des dispositions doivent être prises pour pouvoir remplacer ou compléter les dispositifs correspondants, si nécessaire.</li></ul>	C1	L'instrumentation de la paroi interne est réalisée par le système EAU. La défaillance d'éléments du dispositif peut être détectée et compensée.
G.2	Des informations doivent également être fournies par le concepteur concernant les dispositions mises en place pour éviter les fuites non collectées de l'enceinte de confinement pendant toute la vie de l'installation. En tout état de cause, la validité devra en être prouvée par des essais appropriés.	C1	6.2.1 Exigences relatives à la Fonction confinement et description fonctionnelle. 6.2.5 Contrôle du débit de fuite et essais (EPP).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 113/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
G.2	<p>Des informations détaillées doivent aussi être fournies par le concepteur sur les sujets suivants concernant la conception du système de ventilation de l'espace entre enceintes :</p> <ul style="list-style-type: none"><li>· les hypothèses relatives à la condensation de vapeur dans le béton de la paroi interne de l'enceinte de confinement doivent être définies après une évaluation appropriée des résultats expérimentaux disponibles ; le système de ventilation de l'espace entre enceintes doit être dimensionné en conséquence ;</li><li>· la durée pendant laquelle l'espace entre enceintes serait maintenu en dépression après l'arrêt du système de ventilation de cet espace doit être précisée et justifiée ;</li><li>· la conception du système de ventilation de l'espace entre enceintes doit aussi tenir compte de façon appropriée des fuites ou ruptures possibles de composants implantés sur la paroi externe du bâtiment de confinement ;</li><li>· l'absence de secours électrique des ventilateurs du système de ventilation de l'espace entre enceintes par les petits groupes électrogènes doit être justifiée ;</li></ul>	C1	6.2.2 Système de mise en dépression de l'espace entre enceintes (EDE).
G.2	<ul style="list-style-type: none"><li>· l'intérêt d'une mesure permanente et enregistrée de l'iode et des aérosols dans les tuyauteries de la ventilation de l'espace entre enceintes en aval des filtres doit être examiné ;</li></ul>	C1	Conformément à la directive G.2, une analyse a été réalisée pour examiner l'intérêt d'une mesure permanente et enregistrée de l'iode et des aérosols dans les tuyauteries de la ventilation de l'espace entre enceintes en aval des filtres. Il n'a pas été jugé nécessaire de rajouter une mesure spécifique, les mesures à la cheminée du BAN étant suffisantes.
G.2	<ul style="list-style-type: none"><li>· une information détaillée doit aussi être fournie sur les moyens de confinement associés aux locaux du système de ventilation de l'espace entre enceintes, avec le classement des équipements correspondants.</li></ul>	C1	9.4.2 Système de ventilation du bâtiment combustible (DVK). 9.4.5 Ventilation de balayage de l'enceinte (EBA)



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 114/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
G.3	<b>G.3 - Conception du contrôle-commande</b> 1. Les exigences applicables au contrôle-commande classé de sûreté doivent être décrites par le concepteur dans une spécification ; la cohérence de ces exigences avec la démonstration de sûreté relative aux transitoires, incidents et accidents de référence de même qu'aux conditions de fonctionnement avec défaillances multiples doit être justifiée.	C1	7.1.0.1 Classification fonctionnelle.
G.3	2. Les fonctions de contrôle-commande peuvent être classées F1A, F1B or F2 selon la classification générale des fonctions de sûreté (voir la section <b>B.2.1</b> ). L'efficacité des actions automatiques dans ces classes doit garantir les périodes de grâce définies pour les contre-mesures manuelles en cas d'incident.	C1	18.1.1.2.2 Prise en compte du contrôle-commande (CC).
G.3	3. Pour accomplir ces fonctions, l'architecture des systèmes de contrôle-commande pourrait être mise en place comme suit : a) interfaces avec le procédé (instrumentation, organes de coupure et actionneurs) ; b) automates (surveillance et conduite de la tranche dans toutes les conditions normales, maîtrise du cœur, fonctions de limitation, fonctions de protection, fonctions de support et fonctions post-accidentelles, commande des actionneurs et hiérarchisation des commandes des fonctions classées) ; c) suivi et conduite de la tranche avec les interfaces homme-machine.	C1	7.2 Architecture générale des systèmes et équipements du contrôle-commande.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 115/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
G.3	<p>4. La structure physique des systèmes et équipements de contrôle-commande doit être conçue de telle sorte qu'une indépendance adéquate puisse être démontrée entre les fonctions de différents niveaux de la défense en profondeur. Ceci s'applique notamment aux limites entre systèmes de différentes classes de sûreté. De même, l'indépendance doit être démontrée pour les équipements redondants mis en place pour répondre au critère de défaillance unique ainsi qu'à des exigences de maintenance et de séparation (pour la protection contre les agressions internes) ; les fonctions F1 devraient être capables de répondre au critère de défaillance unique pendant la maintenance ou les essais périodiques. L'indépendance doit être justifiée par des dispositions telles que la ségrégation, l'isolement, l'autonomie, la diversification ; en particulier, des dispositions (comprenant une diversification logicielle et matérielle) doivent être mises en place pour limiter les défaillances de cause commune logicielles, comme indiqué dans la section <b>A.2.2</b>.</p>	C1	<p>7.1 Principes de conception du contrôle-commande.</p> <p>7.2 Architecture générale des systèmes et équipements de contrôle-commande</p>
G.3	<p>5. En principe, la démonstration de sûreté devrait être faite en considérant les moyens utilisés normalement par les opérateurs dans la salle de commande principale. Cependant, la mise en place dans la salle de commande principale d'une interface homme-machine conventionnelle classée F1B pour pouvoir réaliser la démonstration de sûreté avec des équipements classés F1 alors que les opérateurs utiliseraient une interface homme-machine informatisée classée F2, pourrait être acceptée pour autant que :</p> <p>a) le matériel et l'architecture de l'interface homme-machine informatisée satisfassent aux exigences applicables aux systèmes F1B,</p> <p>b) le logiciel correspondant satisfasse à des exigences de qualification détaillées à proposer par le concepteur,</p> <p>c) les moyens mis en oeuvre pour la détection et la signalisation des défaillances de fonctions et d'équipements F2 essentiels de l'interface homme-machine informatisée satisfassent aux exigences applicables aux fonctions et équipements F1B.</p>	C1	<p>7.2 Architecture générale des systèmes et équipements de contrôle-commande.</p> <p>7.3 Systèmes de contrôle-commande classés F1.</p> <p>7.4 Systèmes de contrôle-commande classés F2 et non classés.</p>





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 116/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
G.3	6. En plus de la salle de commande principale, une station de repli doit être mise en place pour le cas d'indisponibilité de la salle de commande principale. Le concepteur doit préciser les situations pour lesquelles la salle de commande principale serait indisponible, les conséquences de telles situations et les tâches à accomplir en conséquence depuis la station de repli et les moyens associés.	C1	7.2.1.4.3 Agressions internes et externes.
G.3	7. Les défaillances du de contrôle-commande doivent être considérées de façon systématique pour la conception et la démonstration de sûreté des tranches électronucléaires de la prochaine génération. En particulier, le concepteur doit considérer toutes les possibilités raisonnables de génération d'événements initiateurs résultant d'actions inappropriées des systèmes de contrôle-commande et vérifier si ces événements initiateurs sont enveloppés par l'analyse des transitoires, incidents et accidents de référence et des conditions de fonctionnement avec défaillances multiples.  D'un autre côté, de telles actions inappropriées des systèmes de contrôle-commande doivent aussi être considérées en tant qu'aggravants uniques dans l'analyse des transitoires, incidents et accidents de référence. Ne sont à considérer que les actions intempestives (uniques ou multiples) qui peuvent résulter d'une défaillance unique dans les sous-systèmes de contrôle-commande ou les systèmes supports.	C1	15 Etudes des conditions de fonctionnement de référence.
G.3	En tout état de cause, des techniques adéquates doivent être mises en œuvre lors de la conception des matériels, des logiciels et des applications fonctionnelles pour réduire les possibilités d'actions inappropriées. Une attention spécifique devrait être portée au stade de la conception aux actions de commande simultanées sensibles aux erreurs de conception ou aux erreurs des opérateurs.	C1	7.2 Architecture générale des systèmes et équipements de contrôle-commande. 7.6 Procédures et outils du système de contrôle-commande. 17 Interface Homme — Machine.
G.3	8. Comme indiqué dans les parties <b>A.1</b> , <b>F.1</b> et <b>F.2</b> , la démonstration de sûreté des tranches électronucléaires de puissance de la prochaine génération doit traiter les agressions internes et externes. Ceci inclut les conséquences de telles agressions sur les systèmes de contrôle-commande.  Les possibilités d'agressions ayant leur origine dans les équipements de contrôle-commande doivent aussi être considérées.	C1	3.3 Protection contre les agressions externes. 3.4 Protection vis-à-vis des agressions internes.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7

SECTION : 1.7.1

TABLEAU : 6

PAGE : 117/119

STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
G.4	<p><b>G.4 - Utilisation de codes techniques</b></p> <p>Comme indiqué dans la section <b>A.1.2</b>, la qualité de la conception, de la fabrication, de la construction et de l'exploitation est essentielle pour la sûreté dans le cadre du premier niveau de la "défense en profondeur". La qualité doit être obtenue et démontrée notamment par un ensemble adéquat d'exigences de conception, de fabrication, de construction et d'exploitation de même que par l'assurance de la qualité. Ces exigences peuvent être regroupées dans des codes techniques.</p>	C1	1.6.2 Codes techniques EPR. 16 Management des activités.
G.4	<p><b>Concernant les équipements de contrôle-commande pour les tranches électronucléaires de puissance de la prochaine génération, les points suivants sont soulignés :</b></p> <ul style="list-style-type: none"><li>· les composants de type boîte noire (matériels et logiciels) doivent disposer d'une spécification validée fondée sur des tests spécifiques et si possible sur un retour d'expérience pertinent ;</li><li>· en principe, pour les systèmes de contrôle-commande réalisant des fonctions F1A, il faut éviter les parties de logiciel non utilisées (c'est-à-dire les codes morts) ; les exceptions doivent être justifiées. Tout code mort devra être identifié. Les codes morts devront être spécifiés, codés, vérifiés et validés avec le reste des codes des systèmes concernés.</li></ul>	C1	7.1 Principes de conception du contrôle-commande. 7.2.3 Principes de qualification des équipements et systèmes de contrôle-commande. 7.3.6 Fonction de gestion de priorités et de contrôle de l'actionnement.
G.4	<p><b>Concernant le génie civil des tranches électronucléaires de la prochaine génération :</b></p> <ul style="list-style-type: none"><li>· la cohérence des règles applicables doit être démontrée, en tenant compte des ajouts et des modifications par rapport à des codes techniques existants ;</li></ul>	C1	1.6.2 Codes Techniques EPR. 3.5 Dimensionnement des ouvrages sismiques de catégorie 1. Voir le code ETC-C.
G.4	<ul style="list-style-type: none"><li>· un critère de compression résiduelle moyenne dans la partie courante de la paroi interne de l'enceinte de confinement n'est pas suffisant pour garantir une étanchéité adéquate de cette paroi interne, y compris les zones singulières, dans les conditions accidentelles ; des critères additionnels tel qu'une limitation appropriée des largeurs de fissures devrait être considéré ;</li></ul>	NA	Le système de sûreté soumis dans le Rapport Préliminaire de Sûreté prenait acte de l'évolution de conception rendant la présente directive technique non-applicable. C'est le liner métallique qui assure l'étanchéité de l'enceinte.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
  
TABLEAU : 6  
PAGE : 118/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
G.4	· des dispositions doivent être mises en place pour assurer l'étanchéité de la paroi interne du bâtiment de confinement et de ses traversées pour une rupture de la tuyauterie d'expansion du pressuriseur combinée avec le séisme de dimensionnement ; pour autant qu'ils soient justifiés, les critères correspondants pourraient être moins sévères que ceux appliqués pour l'étanchéité dans les conditions d'un accident grave ;	C1	3.7.1 Qualification des EIPs aux conditions accidentelles. 6.2.3 Isolement de l'enceinte
G.4	· les dispositions prises pour satisfaire aux objectifs de conception en matière de durée de vie doivent être précisées et justifiées en tenant compte des incertitudes relatives aux paramètres qui affectent le vieillissement de l'enceinte de confinement ;	C1	3.5.0 Exigences de sûreté et bases de conception des structures de catégorie 1.
G.4	· des règles adéquates doivent être définies pour satisfaire les exigences fonctionnelles relatives, d'une part aux autres bâtiments que le bâtiment du réacteur, d'autre part aux structures métalliques (traversées du bâtiment du réacteur, peau d'étanchéité de la piscine du combustible usé...).	C1	3.5 Dimensionnement des ouvrages sismiques de catégorie 1.
G.4	<b>Concernant les systèmes de chauffage, de ventilation et de conditionnement d'air des tranches électronucléaires de la prochaine génération :</b> · la conception des dispositifs de confinement statique et dynamique des bâtiments périphériques, y compris le bâtiment des auxiliaires nucléaires, doit être cohérente avec l'accomplissement des objectifs de sûreté indiqués dans la section <b>A.1.1</b> ; pour les accidents graves, des études de sensibilité concernant la disponibilité des systèmes de ventilation et les taux de fuite de ces bâtiments doivent être présentées ;	C1	15.3 Conséquences radiologiques. 19.2.3 Aspects radiologiques des accidents de fusion du cœur.
G.4	· la liste précise des locaux à risque iode, y compris les locaux où circulent des liquides radioactifs dans des situations accidentelles, doit être précisée par le concepteur, de même que des critères adéquats pour la fonction de confinement de ces locaux dans les différentes situations accidentelles, en tenant compte des effets de dépression du au vent sur ces bâtiments ;	C1	12.3.3.3.3. Risques iode/aérosols.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 6  
PAGE : 119/119      STANDARD

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
G.4	· une méthode doit être présentée concernant la définition des conditions atmosphériques de base et extrêmes (température, humidité, durée, ...) de même que les exigences à appliquer, notamment aux systèmes de ventilation pour faire face à ces conditions ;	C1	3.3.6 Protection contre les conditions climatiques extrêmes.
G.4	· les dispositions de conception prises pour assurer l'habitabilité de la salle de commande principale doivent être détaillées.	C1	6.4 Habitabilité de la salle de commande. 9.4.8 Climatisation de la salle de commande principale (DCL)

État A	état en puissance et état d'arrêt à chaud ou intermédiaire avec toutes les fonctions de protection automatique du réacteur disponibles ; certaines fonctions peuvent être désactivées à basse pression ;
État B	arrêt intermédiaire au dessus de 120°C, système de refroidissement à l'arrêt non connecté ; certaines fonctions de protection automatique du réacteur peuvent être désactivées ;
État C	arrêt intermédiaire et arrêt à froid avec le système de refroidissement à l'arrêt en fonctionnement et le circuit primaire fermé ou pouvant être refermé rapidement ;
État D	arrêt à froid avec le circuit primaire ouvert ;
État E	arrêt à froid avec la piscine du réacteur pleine ;
État F	arrêt à froid avec le cœur du réacteur complètement déchargé.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 7  
PAGE : 1/4              STANDARD

**1.7.1 TAB 7 : ANALYSE DE CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION AUX RECOMMANDATIONS DES RÈGLES FONDAMENTALES DE SÛRETÉ ET GUIDES ASN**

RFS	OBJET	Applicabilité EPR (*)	Conformité EPR	Chapitres du RdS	Commentaires
I.2.a	Prise en compte des risques liés aux chutes d'avion	A + DT	OUI	3.3.3	L'objectif de la RFS est applicable à l'EPR. Néanmoins, la démarche de conception retenue découlant notamment des directives techniques, est plus contraignante.
I.2.b	Prise en compte des risques d'émission de projectiles par suite de l'éclatement des groupes turbo-alternateurs	A	OUI	3.8	
2001-01	Détermination des mouvements sismiques à prendre en compte pour la sûreté des installations	A	OUI	3.3.2	
I.2.d	Prise en compte des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication	A + DT	OUI	3.3.4	L'objectif de la RFS est applicable à l'EPR. Néanmoins, la démarche de conception retenue découlant notamment des directives techniques, est plus contraignante.
I.2.e	Prise en compte du risque d'inondation d'origine externe	A	OUI	3.3.5	La RFS est applicable à l'EPR. Son éventuelle révision sera également applicable. D'ores et déjà, la démarche REX Blayais est pris en compte.
Guide n°13	Le guide n°13 de l'ASN remplace la règle fondamentale de sûreté (RFS) 1.2.e du 12 avril 1984 relative à la prise en compte du risque d'inondation d'origine externe	AP	OUI	Dossier de robustesse	



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 7  
PAGE : 2/4      STANDARD

RFS	OBJET	Applicabilité EPR (*)	Conformité EPR	Chapitres du RdS	Commentaires
I.3.a	Utilisation du critère de défaillance unique dans les analyses de sûreté	A + DT	OUI	3.2.1, 15	Le principe de la RFS est applicable à l'EPR. Toutefois, lorsque les Directives Techniques présentent des évolutions par rapport à la RFS, ce sont elles qui prévalent.
I.3.b	Instrumentation sismique	A	OUI	3.3 (§2.1.6)	
I.3.c	Études géologiques et géotechniques du site	A	OUI	2.5	
II.2.2.a	Conception du système d'aspersion de l'enceinte	S/O	NON	-	Le Directives Techniques n'indiquent rien à ce sujet (système EAS absente sur EPR).
II.3.8	Construction et exploitation du circuit secondaire principal	N/A	NON	-	La RFS donne des règles pour la construction et l'exploitation du circuit secondaire principal (CSP). Les exigences relatives à la construction du CSP sont maintenant l'objet de l'arrêté du 12 décembre 2005 relatif aux équipements sous pression nucléaire (voir sous-paragraphe 0.2.4). Par ailleurs le "Arrêté du 10/11/99 relatif à la surveillance en exploitation des CPP et CSP" a abrogé la partie exploitation de la RFS (voir sous-paragraphe 0.2.4).
Guide n°8	Le guide n° 8 du 4/9/2012 « Evaluation de la conformité des équipements sous pression nucléaires »	A	OUI		
Guide n°19	Le guide n° 19 du 21/2/2013 « Application de l'arrêté du 12/12/2005 relatif aux ESPN »	A	OUI		



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 7  
PAGE : 3/4              STANDARD

RFS	OBJET	Applicabilité EPR (*)	Conformité EPR	Chapitres du RdS	Commentaires
II.4.1.a	Logiciels des systèmes électriques classés de sûreté	AP	OUI	3.2	La RFS n'est formellement pas applicable à l'EPR. Néanmoins, cette RFS est considérée comme applicable moyennant les transpositions de classement 1E/F1A et classée de sûreté non 1E/F1B.
IV.1.a	Classement des matériels mécaniques, systèmes électriques, structures et ouvrages de génie civil	N/A	NON	-	Les approches de classement de cette RFS et des Directives Techniques ne sont pas comparables.
IV.2.a	Exigences à prendre en compte dans la conception des matériels mécaniques classés de sûreté, véhiculant ou contenant un fluide sous pression et classés de niveau 2 et 3	N/A	NON	-	Les « niveaux de classement 2 et 3 » n'ont pas de signification conformément aux Directives Techniques.
IV.2.b	Exigences à prendre en compte dans la conception, la qualification, la mise en œuvre et l'exploitation des matériels électriques appartenant aux systèmes électriques classés de sûreté	AP	OUI	3.7	La démarche de qualification retenue pour l'EPR s'appuie sur une définition plus précise du requis et sur l'utilisation de plusieurs méthodes de qualification.
V.1.a	Détermination de l'activité relâchée hors du combustible à prendre en compte dans les études de sûreté relatives aux accidents	N/A	NON	-	Cette RFS peut être considérée comme obsolète.
V.1.b	Moyens de mesures météorologiques	A	OUI	2.3, 2.8	
V.2.b	Acceptation de l'utilisation de la RCC G datée du 01/01/1981	N/A	NON	-	Pour l'EPR, les codes applicables sont précisés au chapitre 1.6.2.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.7      SECTION : 1.7.1  
TABLEAU : 7  
PAGE : 4/4              STANDARD

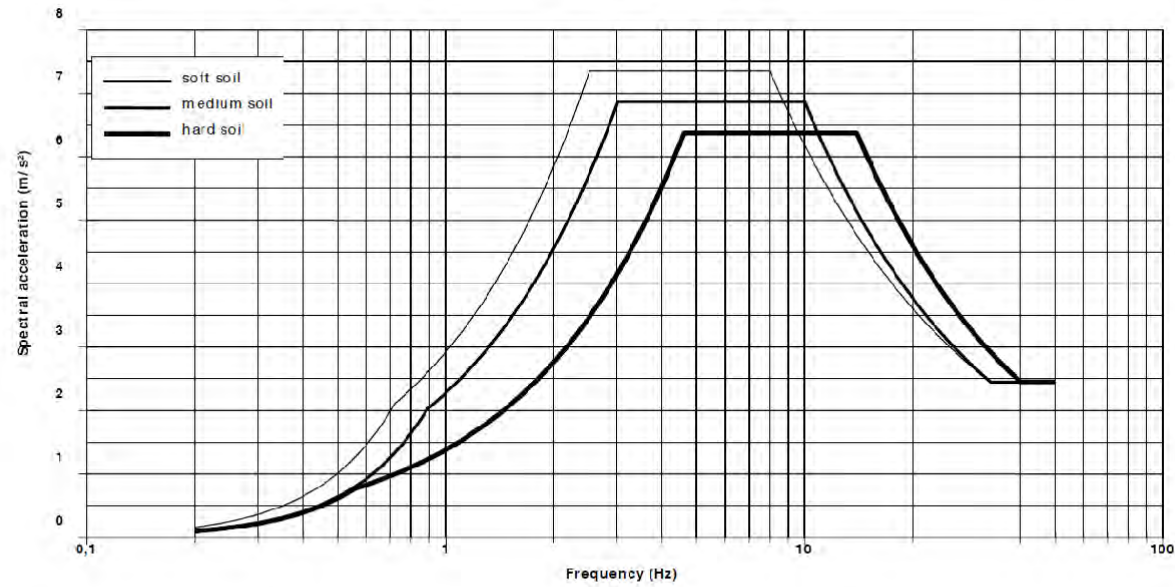
RFS	OBJET	Applicabilité EPR (*)	Conformité EPR	Chapitres du RdS	Commentaires
V.2.c	Acceptation de l'utilisation de la RCC M datée du 07/1984	N/A	NON	-	Pour l'EPR, les codes applicables sont précisés au chapitre 1.6.2.
V.2.d rev1	Acceptation de l'utilisation de la RCC E datée du 06/1984	N/A	NON	-	Pour l'EPR, les codes applicables sont précisés au chapitre 1.6.2.
V.2.e rev2	Acceptation de l'utilisation de la RCC C datée du 09/1989	A	OUI	1.6.2	
V.2.f	Acceptation de l'utilisation de la RCC I datée du 05/1982	N/A	NON	-	Pour l'EPR, les codes applicables sont précisés au chapitre 1.6.2.
V.2.g	Calculs sismiques des ouvrages de génie civil	N/A	NON	-	Cette RFS est considérée comme obsolète et sa révision a été décidée. Celle-ci s'est concrétisée avec la publication (26/05/2006) du <b>Guide 2/01</b> approuvée par le GP du 02/02/2006.
Guide 2/01	Guide 2 /01 du 26/05/2006 : « Prise en compte du risque sismique à la conception des ouvrages de génie civil d'installations nucléaires de base à l'exception des stockages à long terme des déchets radioactifs »	A	OUI	3.3.2 3.5	
V.2.h	Acceptation de l'utilisation de la RCC G datée du 10/1985	N/A	NON	-	Pour l'EPR, les codes applicables sont précisés au chapitre 1.6.2.
V.2.j	Acceptation de l'utilisation de la RCC I datée du 10/1987	N/A	NON	-	Pour l'EPR, les codes applicables sont précisés au chapitre 1.6.2.
2002-01	Utilisation des études probabilistes de sûreté	A	OUI	18.0	

(\*) Cf. 1.7.0 TAB 1.



**1.7.1 FIG 1 : COURBES CARACTÉRISTIQUES DES SPECTRES SISMIQUES**

**2.4** 6.8 Figure : EUR design basis ground motion spectra (horizontal, 5% damping)





## SOMMAIRE

<b>1.8. INTERFACES.....</b>	<b>3</b>
<b>1. INTERFACES LIÉES À LA SÛRETÉ ENTRE LES ÉQUIPEMENTS MÉCANIQUES DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE ET LE GÉNIE CIVIL .....</b>	<b>3</b>
<b>1.1. INTRODUCTION .....</b>	<b>3</b>
<b>1.2. FONCTIONS .....</b>	<b>3</b>
<b>1.3. DESCRIPTION DU DIMENSIONNEMENT MÉCANIQUE .....</b>	<b>4</b>
<b>1.4. EXIGENCES RELATIVES AUX INTERFACES .....</b>	<b>6</b>
<b>1.4.1. SUPPORTS ET AMORTISSEURS .....</b>	<b>6</b>
<b>1.4.2. DISPOSITIFS ANTI-FOUETTEMET ET ANTI-DÉBATTEMENT .....</b>	<b>6</b>
<b>1.4.3. JONCTIONS DE PÉNÉTRATION .....</b>	<b>7</b>
<b>1.4.4. BARRIÈRES, BLINDAGES ET CASEMATES .....</b>	<b>7</b>
<b>1.4.5. ANCRAGES.....</b>	<b>7</b>
<b>2. INTERFACES LIÉES À LA SÛRETÉ ENTRE LES MATÉRIELS ÉLECTRIQUES ET LE GÉNIE CIVIL.....</b>	<b>8</b>
<b>2.1. INTRODUCTION .....</b>	<b>8</b>
<b>2.2. FONCTIONS .....</b>	<b>8</b>
<b>2.3. CONCEPTION DES SUPPORTS DES ÉQUIPEMENTS MÉCANIQUES .....</b>	<b>8</b>
<b>2.4. EXIGENCES RELATIVES AUX INTERFACES.....</b>	<b>9</b>
<b>2.4.1. SUPPORTS ET ANCRAGES .....</b>	<b>9</b>
<b>2.4.2. PÉNÉTRATIONS ÉLECTRIQUES DE L'ENCEINTE .....</b>	<b>9</b>
<b>3. INTERFACES LIÉES À LA SÛRETÉ ENTRE L'ÎLOT NUCLÉAIRE ET LA PARTIE NON NUCLÉAIRE DE LA CENTRALE .....</b>	<b>9</b>
<b>3.1. PRINCIPES GÉNÉRAUX .....</b>	<b>9</b>
<b>3.2. SYSTÈMES FLUIDES.....</b>	<b>10</b>
<b>3.3. SYSTÈMES ÉLECTRIQUES .....</b>	<b>10</b>
<b>3.4. CONTRÔLE-COMMANDE .....</b>	<b>11</b>
<b>3.5. AUTRES INTERFACES .....</b>	<b>11</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.8

SECTION : -

PAGE : 2/11

STANDARD



## **1.8. INTERFACES**

### **1. INTERFACES LIÉES À LA SÛRETÉ ENTRE LES ÉQUIPEMENTS MÉCANIQUES DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE ET LE GÉNIE CIVIL**

#### **1.1. INTRODUCTION**

Les exigences s'appliquent aux connexions entre les équipements mécaniques classés de sûreté et le génie civil.

Elles comportent :

- les supports standard et les amortisseurs,
- les dispositifs anti-fouettement,
- les jonctions de pénétration,
- les barrières, blindages et structures de protection,
- les ancrages.

Les peaux d'étanchéité de la piscine sont considérées comme faisant partie des structures et ne sont donc pas prises en compte dans ce chapitre (voir section 9.1.6).

#### **1.2. FONCTIONS**

1. Les supports sont implantés et conçus pour maintenir les contraintes, déformations et vibrations des équipements et tuyauteries dans des limites acceptables leur permettant de conserver leur intégrité et leur opérabilité dans toutes les conditions de fonctionnement de la centrale ainsi qu'en situation accidentelle.
2. Les amortisseurs sont conçus pour protéger les équipements et tuyauteries contre les effets des phénomènes dynamiques, typiquement un séisme, tout en permettant des déplacements lents comme la dilatation thermique ou les déplacements différentiels lents. Dans le cas de la Salle de Commande, la fonction première des amortisseurs (couplés à des ressorts) est la réalisation d'une isolation phonique optimum avec l'intégration de l'aspect protection des équipements contre les effets du séisme.
3. Les dispositifs anti-fouettement sont des structures conçues pour éviter ou réduire les conséquences d'un déplacement libre ou « fouettement » de tronçons de canalisations supposées rompues. Elles sont mises en place pour remplir une ou plusieurs des fonctions de dimensionnement suivantes :
  - éviter une charge d'impact excessive sur les structures de génie civil environnantes,
  - empêcher une autre canalisation ou un autre composant de subir l'impact et d'être endommagé,
  - limiter l'ouverture de la brèche et par conséquent le gradient de dépressurisation à l'intérieur du circuit fluide.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.8

SECTION : -

PAGE : 4/11

STANDARD

4. Il existe essentiellement 3 types de pénétrations :
  - les pénétrations mécaniques,
  - les pénétrations électriques,
  - les pénétrations spéciales : accès matériel, sas personnel et tube de transfert du combustible.
5. Les barrières, blindages et casemates protègent contre les effets inadmissibles des incendies, inondations, projectiles, fouettements et jets provoqués par une rupture de tuyauterie.
6. Les ancrages sont des éléments de connexion entre le génie civil et :
  - un équipement ou son support standard ou amortisseur ou ressort (voir §1.4.1),
  - un dispositif anti-fouettement ou anti-débattement (voir §1.4.2),
  - un support de tuyauterie (fixe ou mobile) ou une butée de tuyauterie,
  - une barrière ou un blindage ou une structure de protection (voir §1.4.4).

Ces ancrages sont généralement constitués de « tiges » et/ou de « bêches » assurant l'interface entre le génie civil et les structures connectées. Ces ancrages sont calculés afin d'assurer le transfert des efforts apportés par les éléments connectés au génie civil aussi bien en situations de service qu'en situations accidentelles.

### **1.3. DESCRIPTION DU DIMENSIONNEMENT MÉCANIQUE**

1. En principe, les supports et amortisseurs sont conçus pour :
  - rester élastiques dans des conditions de fonctionnement normales et anormales :
    - charges de poids mort,
    - charges de dilatation thermique,
    - charges dues à un écoulement.
  - rester globalement élastiques en conditions accidentelles, incluant :
    - le cas échéant, les charges dues aux ruptures de tuyauterie, y compris les conditions ambiantes. Les effets de collision du jet et les charges de poussée sont généralement calculés pour une brèche doublement débattue appelée brèche 2A (c'est-à-dire avec séparation complète des deux extrémités rompues). S'il existe un dispositif anti-fouettement limitant le déplacement des deux extrémités rompues, de telle manière que la surface d'écoulement à travers laquelle le fluide s'échappe soit plus petite que la section de la canalisation (ou si la canalisation rompue est assez rigide pour conduire au même résultat), une surface réaliste plus petite peut être adoptée pour évaluer les charges dues à la collision du jet et à la poussée,
    - les charges sismiques aux endroits où les équipements supportés sont conçus pour résister au séisme de dimensionnement.

Dans le cas de supports classés au sens de la sûreté et selon qu'ils sont considérés comme du « génie civil » (C1) ou bien du « matériel », l'ETC-C ou le RCC-M s'applique. Pour les supports non classés des notes d'hypothèses spécifiques sont appliquées.

2. Les critères précédents ne s'appliquent pas aux dispositifs anti-fouettement destinés à ne faire face qu'une fois aux effets de la rupture pour laquelle ils ont été conçus. Les parties destinées à absorber l'énergie libérée par le fouettement de la canalisation sont généralement



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.8

SECTION : -

PAGE : 5/11

STANDARD

conçues pour devenir extrêmement plastiques à cet effet. Les autres dispositifs et ancrages sont conçus selon les mêmes règles que les supports pour les situations de 4<sup>ème</sup> catégorie.

3. Une jonction de pénétration avec l'enveloppe de confinement intérieure est habituellement constituée d'une bride soudée d'un côté à la canalisation elle-même et de l'autre côté à un manchon cylindrique encastré (conçu conformément à l'ETC-C). Une jonction de pénétration avec l'enveloppe de confinement extérieure est généralement un dispositif flexible soudé à la fois à la canalisation et au manchon.
4. La jonction de pénétration avec l'enveloppe intérieure est un point de support « fixe » pour la canalisation. Elle découple mécaniquement l'intérieur de l'extérieur. Elle est conçue pour s'adapter à toutes les charges qui pourraient être transmises par la canalisation, qu'elles proviennent de l'intérieur ou de l'extérieur. Ceci inclut une rupture de la canalisation elle-même, des charges sismiques et toutes les charges de fonctionnement ainsi que la pression maximale qui peut être atteinte à l'intérieur de l'enceinte.

Les effets d'une rupture de canalisation à prendre en compte comprennent :

- les forces directement transmises par la canalisation elle-même,
  - les forces de collision du jet,
  - la surpression locale à l'intérieur du manchon.
5. En outre, tous les équipements sont conçus pour empêcher la propagation d'une rupture de canalisation, conformément aux exigences du paragraphe relatif aux agressions internes.
  6. Une barrière ou un blindage ou bien une structure de protection est conçu afin de reprendre les charges auxquelles il est soumis. Ces structures sont conçues conformément à l'ETC-C ou RCC-M pour les structures classées au sens de la sûreté (C1 pour le génie civil), ou bien à des notes d'hypothèses spécifiques pour les structures non classées de sûreté (C1 pour le génie civil).
  7. Les ancrages sont définis principalement en deux familles :
    - les platines d'ancrages, constituées d'une platine (au sens large du terme et sans bêche) d'interface avec l'élément connecté associée à des tiges assurant la jonction avec le génie civil,
    - les tiges d'ancrage indépendantes avec ou sans bèches fixées à la platine support de l'équipement ou de l'élément connecté.

Ces ancrages sont dimensionnés en fonction de la classification et des requis associés à la fonction des éléments connectés :

- le dimensionnement des platines d'ancrages est réalisé selon l'ETC-C,
- le dimensionnement des tiges d'ancrages indépendantes ainsi que celui des bèches est réalisé en deux phases :
  - le dimensionnement dit « mécanique » de la tige d'ancrage et de la bêche est réalisé selon les requis des éléments connectés et donc selon le RCC-M, ou l'ASME pour les éléments classés de sûreté, ou bien des notes d'hypothèses spécifiques pour les éléments non classés de sûreté,
  - le dimensionnement dit « génie-civil » de la tige d'ancrage et de la bêche ainsi que de l'interface tige – génie civil et bêche – génie civil est réalisé selon l'ETC-C et les Eurocodes.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.8

SECTION : -

PAGE : 6/11

STANDARD

Deux types d'ancrages ont été définis afin de répondre aux requis associés à chacun des équipements / éléments :

- l'ancrage « actif », dans lequel on introduit un effort de précontrainte dans la tige d'ancrage, par l'intermédiaire d'un couple de serrage ou bien d'une tension initiale,
- l'ancrage « passif », pour lequel aucun effort est transmis à l'origine à la tige d'ancrage.

Les efforts d'interface sont définis par le calcul des réactions d'appuis des éléments connectés et sont retranscrits et combinés (si besoin) pour le dimensionnement de la tige et de son interface avec le génie civil.

## **1.4. EXIGENCES RELATIVES AUX INTERFACES**

### **1.4.1. Supports et amortisseurs**

1. Les plaques d'ancrage support sont assez grandes pour répartir la charge au sein de la structure de génie civil de telle manière que les contraintes dans le béton restent dans des limites acceptables. Les exigences d'interface entre les ancrages et les structures en béton se trouvent dans l'ETC-C et l'Eurocode 2.
2. Les supports sont conçus de manière à respecter les limites de température admissible du béton.
3. Les supports sont conçus de manière à permettre l'inspection en service des composants et tuyauteries qu'ils supportent et de ceux qui se trouvent dans leur voisinage.

### **1.4.2. Dispositifs anti-fouettement et anti-débattement**

1. Les dispositifs anti-fouettement et anti-débattement sont conçus pour maintenir les charges, transmises à la structure support (une structure en béton dans la plupart des cas) et au composant auquel la canalisation rompue peut être connectée, à un niveau suffisamment faible pour que la structure support et le composant puissent remplir la fonction de sûreté qu'ils peuvent avoir à assurer dans ces circonstances.
2. L'espace entre les dispositifs anti-fouettement et anti-débattement de la canalisation et la canalisation elle-même est assez grand pour empêcher un contact mécanique entre eux dans tous les cas autres que celui pour lequel la butée a été installée et en particulier pour empêcher ce type de contact dans toutes les conditions normales de fonctionnement.
3. Ces dispositifs sont conçus de telle manière que la température atteinte par le béton reste dans les limites autorisées.
4. Ils permettent l'inspection en service des équipements lorsque requise.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.8

SECTION : -

PAGE : 7/11

STANDARD

### **1.4.3. Jonctions de pénétration**

1. Les pénétrations de l'enceinte font partie intégrante de l'enceinte et donc respectent les critères de la section 3.5.2. Les pénétrations restent étanches dans le cas d'un rejet de radioactivité à l'intérieur de l'enceinte ou en cas de séisme. En particulier, elles sont conçues de manière à rester étanches dans les conditions de température et de pression associées à un APRP ou à un accident grave.
2. Etant donné que les jonctions de pénétration sont fixées rigidement à une des deux enveloppes de confinement (habituellement l'enveloppe intérieure), la jonction de pénétration réalisant l'étanchéité entre l'élément pénétrant (canalisation, câbles, sas, etc.) et l'autre enveloppe est souple afin de supporter tous les déplacements différentiels susceptibles de se produire entre les deux enveloppes de confinement en conditions normales, conditions de test ou conditions accidentelles.
3. Les jonctions de pénétration sont conçues de telle manière que la température atteinte par le béton reste dans des limites acceptables.
4. Elles permettent également les essais périodiques d'étanchéité de l'enceinte.

### **1.4.4. Barrières, blindages et casemates**

Ces structures sont conçues de manière à résister, sans s'effondrer à toutes les charges qui leur sont imposées et à les transmettre aux structures du bâtiment (charges résultant de l'agression contre laquelle elles assurent une protection).

### **1.4.5. Ancrages**

1. Les ancrages traversant n'importe laquelle des deux enceintes de confinement en béton sont évités dans la mesure du possible. Ils sont conçus de façon à être étanches,
2. En fonction des éventuelles exigences de non-déplacement et de non-décollement associées aux équipements et matériels, différents types d'ancrages (voir §1.3) sont requis :
  - Pour les matériels et équipements ayant les exigences de non-déplacement et de non-décollement (en général des matériels et équipements « actifs »), l'ancrage de type « actif » est choisi de préférence.
  - Les ancrages « actifs » développent des efforts normaux de traction et ne participent pas directement à la reprise des efforts de cisaillement. Les efforts de cisaillement sont, dans ce cas, repris par l'intermédiaire de bêtes.
  - Il est possible de reprendre les efforts de cisaillement par les ancrages « actifs » via le frottement entre le génie civil et la base de l'équipement. Cependant cette configuration est défavorable vis-à-vis du dimensionnement des tiges : elle n'est donc pas préconisée.
  - Pour les autres matériels et équipements, le choix de l'ancrage « passif » est possible.
3. Le dimensionnement des ancrages et notamment le dimensionnement des ancrages « actifs » prend nécessairement en compte le comportement à long terme du matériau génie civil support (le béton en général).





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.8

SECTION : -

PAGE : 8/11

STANDARD

## **2. INTERFACES LIÉES À LA SÛRETÉ ENTRE LES MATÉRIELS ÉLECTRIQUES ET LE GÉNIE CIVIL**

### **2.1. INTRODUCTION**

Les présentes exigences concernent les liaisons entre le matériel électrique classé de sûreté (EE1 et EE2) et le génie civil.

Ces liaisons concernent :

- les supports et les ancrages du matériel électrique,
- et les pénétrations électriques du bâtiment réacteur.

### **2.2. FONCTIONS**

1. Le terme « support » englobe les dispositifs mécaniques : fixations, visserie, etc. nécessaires pour absorber les charges du matériel électrique (moteurs, câbles, armoires, panneaux, boîtes et petit matériel) et les transmettre aux structures porteuses (structures en béton, charpentes métalliques, équipements mécaniques, etc.).
2. Les supports (et éventuellement les ancrages) sont conçus pour contrecarrer les effets des contraintes et des déformations susceptibles d'affecter les équipements supportés pour que celles-ci ne nuisent pas au fonctionnement de ces équipements.
3. Les ancrages assurent la liaison entre les structures en béton et les supports des équipements. Ces ancrages sont généralement constitués de tiges et/ou de bèches assurant l'interface entre le génie civil et les structures connectées. Ces ancrages sont calculés afin d'assurer le transfert des efforts apportés par les éléments connectés au génie civil aussi bien en situations normales de service qu'en situations accidentelles.
4. Les pénétrations électriques du bâtiment réacteur assurent un passage étanche à travers les murs du bâtiment pour tous les conducteurs électriques dans les conditions spécifiées dans les exigences d'interface.

### **2.3. CONCEPTION DES SUPPORTS DES ÉQUIPEMENTS MÉCANIQUES**

Pour la conception mécanique des supports, ancrages et pénétrations, les critères appliqués sont tels qu'ils permettent au matériel électrique de remplir ses fonctions de manière satisfaisante dans toutes les conditions de fonctionnement pour les charges suivantes :

- charges de poids propre,
- charges d'exploitation éventuelles,
- charges résultant du fonctionnement du matériel ou de certains de ses composants,
- charges dues :
  - aux déplacements imposés,
  - à la dilatation thermique,
  - aux transitoires électriques,



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.8

SECTION : -

PAGE : 9/11

STANDARD

- aux charges sismiques lorsque le matériel supporté et/ou ancré est affecté à une classe sismique.

## **2.4. EXIGENCES RELATIVES AUX INTERFACES**

### **2.4.1. Supports et ancrages**

1. L'analyse des supports et ancrages permet de prendre en compte les effets des charges sismiques lorsque le matériel supporté ou ancré est affecté à une classe sismique.
2. Les exigences relatives aux ancrages sont définies dans l'ETC-C et l'Eurocode 2 et varient selon les exigences associées aux équipements ou matériels supportés et/ou ancrés.
3. Les supports et ancrages sont conçus de manière à permettre l'inspection en service du matériel électrique, si nécessaire.
4. Pour les moteurs classés de sûreté possédant des supports séparés des équipements entraînés, le RCC-M (voir sous-chapitre 1.6) s'applique à la liaison mécanique entre les supports et les ancrages des supports.

### **2.4.2. Pénétrations électriques de l'enceinte**

Les pénétrations font partie intégrante de l'enceinte et doivent satisfaire aux critères de conception de l'enceinte de confinement (voir ETC-C). Elles doivent, en particulier, être conçues de manière à rester étanches :

- dans toutes les conditions de fonctionnement, y compris les PCC et les RRC,
- en présence des charges sismiques générées par le séisme de dimensionnement,
- en cas de court-circuit dans les pénétrations d'alimentations électriques.

Note : La conception de la bride se conforme au RCC-M (voir sous-chapitre 1.6).

## **3. INTERFACES LIÉES À LA SÛRETÉ ENTRE L'ÎLOT NUCLÉAIRE ET LA PARTIE NON NUCLÉAIRE DE LA CENTRALE**

### **3.1. PRINCIPES GÉNÉRAUX**

Le principe recherché est la séparation entre l'îlot nucléaire et la partie non nucléaire de l'installation. Elle est obtenue en prenant des mesures adéquates pour éviter des effets inadmissibles de la partie non nucléaire sur l'îlot nucléaire.

Les paragraphes suivants décrivent les principales interfaces pour les :

- systèmes fluides,
- systèmes électriques,



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.8

SECTION : -

PAGE : 10/11

STANDARD

- contrôle-commande,
- autres interfaces.

### **3.2. SYSTÈMES FLUIDES**

Les systèmes suivants, déjà décrits dans d'autres chapitres, ont des interfaces entre l'îlot nucléaire et la partie non nucléaire de l'installation :

- Système de vapeur principale,
- Système d'eau alimentaire, y compris la pompe de démarrage et d'arrêt,
- Système de purge des générateurs de vapeur,
- Système d'eau brute secourue,
- Système de purification, dégazage, stockage et traitement du fluide primaire,
- Système de lutte contre l'incendie,
- Stockage et distribution des gaz,
- Système de traitement des effluents liquides,
- Système d'eau déminéralisée.

Les paramètres des systèmes fluides associés sont donnés dans les chapitres systèmes correspondants.

Les interfaces associées aux systèmes de purification, dégazage, stockage et traitement du fluide primaire concernent la gestion des déchets. Un bilan de ces déchets est donné dans le chapitre 11.

### **3.3. SYSTÈMES ÉLECTRIQUES**

Comme mentionné dans les principes généraux, les effets inadmissibles de la partie non nucléaire de l'installation sur l'îlot nucléaire sont évités grâce à des mesures de découplage.

Les interfaces suivantes sont définies :

- Deux liaisons au réseau indépendantes sont mises en place :
  - Une liaison au réseau principal, équipée d'un disjoncteur de couplage du côté HTB du transformateur principal avec une puissance suffisante pour le démarrage et l'arrêt normal de la centrale par les Transformateurs de Soutirage (TS).
  - [ ]
- Les deux connexions au réseau sont suffisamment indépendantes l'une de l'autre pour qu'une panne électrique d'une des connexions ne puisse pas affecter la seconde.
- Le groupe turbo-alternateur est capable d'alimenter les circuits électriques de l'îlot nucléaire après îlotage.
- En cas de panne électrique de la connexion au réseau principal (défaut sur le poste HTB ou perturbation réseau), la séquence est la suivante :
  - ouverture du disjoncteur de ligne, îlotage,
  - en cas d'échec (déclenchement turbine), basculement sur la ligne auxiliaire (TA),



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.8

SECTION : -

PAGE : 11/11

STANDARD

- en cas d'échec, ouverture des disjoncteurs 10 kV entre les jeux de barres de secours de l'îlot conventionnel et de l'îlot nucléaire, démarrage des diesels de secours.
- La structure et le nombre de trains du circuit d'alimentation électrique normal de l'îlot conventionnel sont tels que la perte d'un train de l'îlot conventionnel due à une panne électrique ne puisse affecter qu'un seul train d'alimentation de secours de l'îlot nucléaire.

Les paramètres des systèmes électriques associés sont donnés dans les chapitres systèmes correspondants.

### **3.4. CONTRÔLE-COMMANDE**

Le contrôle du fonctionnement de toute la centrale est possible depuis la salle de commande principale, via les systèmes de niveau 2 et de niveau 1. Comme mentionné dans les principes généraux, les effets inadmissibles de la partie non nucléaire de la centrale sur l'îlot nucléaire sont évités par des mesures de découplage.

Les principaux signaux fournis par la partie non nucléaire de l'installation à l'îlot nucléaire sont :

- compte-rendu de déclenchement turbine,
- signal d'îlotage,
- signal « secondaire indisponible »,
- mesures de pression du premier étage de la turbine.

Les paramètres des systèmes contrôle-commande associés sont donnés dans les chapitres systèmes correspondants.

### **3.5. AUTRES INTERFACES**

Ces interfaces sont associées à certains systèmes de ventilation pour la gestion des déchets et aux interfaces du site des bâtiments de l'îlot nucléaire. Concernant la gestion des déchets, un bilan de ces déchets est donné dans le chapitre 11.



## SOMMAIRE

<b>1.9. RECRUTEMENT ET FORMATION DU PERSONNEL D'EXPLOITATION .....</b>	<b>3</b>
<b>1. GENERALITES.....</b>	<b>3</b>
<b>2. RECRUTEMENT DU PERSONNEL .....</b>	<b>3</b>
<b>3. GESTION DES COMPETENCES.....</b>	<b>3</b>
<b>3.1. FORMATION COLLECTIVE.....</b>	<b>3</b>
<b>3.2. FORMATION INDIVIDUELLE.....</b>	<b>3</b>
<b>3.3. MOYENS DE FORMATION .....</b>	<b>4</b>
<b>3.4. CONTRÔLES .....</b>	<b>4</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.9

SECTION : -

PAGE : 2/4

STANDARD



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.9

SECTION : -

PAGE : 3/4

STANDARD

## **1.9. RECRUTEMENT ET FORMATION DU PERSONNEL D'EXPLOITATION**

### **1. GENERALITES**

L'organisation du CNPE permet de définir la politique de recrutement et de formation du personnel, en cohérence avec les exigences qualité de la Direction de la DPN et les performances attendues du site.

### **2. RECRUTEMENT DU PERSONNEL**

L'exploitant de la tranche nucléaire se dote d'une Gestion Prévisionnelle des Emplois et des Compétences permettant de concilier les projets professionnels du personnel et les enjeux industriels de l'Unité.

Le recrutement du personnel est réalisé sur les marchés interne et externe à EDF, en fonction du besoin et des exigences de l'emploi à pourvoir. Il est réalisé suffisamment tôt afin de disposer d'un personnel formé et professionnalisé en cohérence avec les activités à mener.

Le personnel recruté par l'exploitant de la tranche nucléaire peut être issu d'autres métiers internes à l'entreprise ou de l'extérieur et peut avoir des formations de base et des expériences professionnelles variées.

### **3. GESTION DES COMPETENCES**

#### **3.1. FORMATION COLLECTIVE**

Des plans de formation qui définissent les actions de formation obligatoires pour le personnel sont élaborés au niveau de chaque service et prennent en compte les orientations de formation définies au niveau national et au niveau de la centrale.

De tels plans contiennent les actions de formation liées aux habilitations et en particulier « l'habilitation sûreté nucléaire » qui est particulièrement importante pour toutes les activités sur l'installation nucléaire. Il n'est pas possible d'effectuer dans la tranche EPR, certaines activités sans la ou les habilitations associées. Ces plans contiennent également les formations concernant l'ensemble du personnel, comme celles relatives au plan d'urgence interne (PUI), au comportement en cas d'incendie, à la prévention des risques.

#### **3.2. FORMATION INDIVIDUELLE**

Les actions de formation et de professionnalisation sont définies individuellement et tracées.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 1.9

SECTION : -

PAGE : 4/4

STANDARD

### **3.3. MOYENS DE FORMATION**

A tous les niveaux du management, le manager est responsable des compétences de ses collaborateurs. Il doit ainsi garantir que les activités sont confiées à des salariés compétents et habilités dans les domaines identifiés, lorsqu'une habilitation est nécessaire.

Pour ce faire le manager s'assure de la professionnalisation de ses collaborateurs, en vue de leur permettre l'acquisition et le maintien des compétences nécessaires à leur métier et d'établir à terme la reconnaissance de leur habilitation.

Cette professionnalisation repose sur des moyens diversifiés de formation qui peuvent être : immersion, compagnonnage, stages de formations en salle, sur simulateurs, chantier école sur maquettes spécifiques...

Pour la mise en œuvre de ces formations, l'exploitant de la tranche nucléaire fait appel à des organismes internes à l'entreprise ou externes choisis pour leurs compétences techniques et pédagogiques et leurs références.

### **3.4. CONTRÔLES**

Les contrôles de l'acquisition des connaissances sont effectués par les entités en charge de la réalisation de la formation sur la demande de l'exploitant. Le manager évalue les compétences de ses collaborateurs dans leur métier. Dans certains cas, cette évaluation conduit à la délivrance d'une habilitation.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOMMAIRE  
CHAPITRE : 2

## **SOMMAIRE CHAPITRE 2**

### **2 - SITE ET ENVIRONNEMENT**

**2.1 - POPULATION**

**2.2 - ENVIRONNEMENT INDUSTRIEL, VOIES DE COMMUNICATION**

**2.3 - MÉTÉOROLOGIE**

**2.4 - HYDROGÉOLOGIE – HYDROLOGIE**

**2.5 - GÉOLOGIE GÉNÉRALE DU SITE – SISMICITÉ ET SISMOLOGIE**

**2.6 - SITUATION RADIOLOGIQUE DE RÉFÉRENCE ET ÉVOLUTION**

**2.7 - ÉCONOMIE RURALE ET ACTIVITÉS ANNEXES**

**2.8 - CONSÉQUENCES RADIOLOGIQUES EN FONCTIONNEMENT NORMAL PROVENANT  
DES REJETS D'EFFLUENTS RADIOACTIFS GAZEUX ET LIQUIDES**



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.1  
SECTION : -  
PAGE : 1/6  
FLAMANVILLE

**SOMMAIRE**

<b>2. SITE ET ENVIRONNEMENT .....</b>	<b>3</b>
<b>2.1. POPULATION .....</b>	<b>3</b>
<b>1. RÉPARTITION DE LA POPULATION AUTOUR DU SITE .....</b>	<b>3</b>
<b>1.1. RAYON DE 50 KM .....</b>	<b>3</b>
<b>1.2. RAYON DE 10 KM .....</b>	<b>4</b>
<b>2. POPULATION TEMPORAIRE.....</b>	<b>5</b>
<b>2.1. TOURISME .....</b>	<b>5</b>
<b>2.2. ÉTABLISSEMENTS DE SANTÉ PUBLIQUE, MÉDICO-SOCIAUX ET</b>	
<b>SOCIAUX.....</b>	<b>6</b>
<b>2.3. ÉTABLISSEMENTS SCOLAIRES .....</b>	<b>6</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.1

SECTION : -

PAGE : 2/6

FLAMANVILLE

**TABLEAUX :**

2.1 TAB 1 COMMUNES DE PLUS DE 5000 HABITANTS DANS UN RAYON DE 50 KM  
AUTOUR DU SITE DE FLAMANVILLE

2.1 TAB 2 RÉPARTITION DE LA POPULATION DE 0 À 50 KM AUTOUR DU SITE DE  
FLAMANVILLE

2.1 TAB 3 RÉPARTITION DE LA DENSITÉ DE POPULATION (HAB/KM<sup>2</sup>) DANS UN RAYON  
DE 50 KM AUTOUR DU SITE DE FLAMANVILLE

2.1 TAB 4 COMMUNES DANS UN RAYON DE 10 KM AUTOUR DU SITE DE FLAMANVILLE

2.1 TAB 5 ÉTABLISSEMENTS TOURISTIQUES DANS UN RAYON DE 10 KM AUTOUR DU  
SITE DE FLAMANVILLE (AU 1<sup>ER</sup> JANVIER 2012)

2.1 TAB 6 ÉTABLISSEMENTS MEDICO-SOCIAUX ET SOCIAUX IMPLANTÉS DANS UN  
RAYON DE 10 KM AUTOUR DU SITE DE FLAMANVILLE (ANNEE 2013)

2.1 TAB 7 ÉTABLISSEMENTS SCOLAIRES DANS UN RAYON DE 10 KM AUTOUR DU SITE  
DE FLAMANVILLE (EFFECTIF AU 1<sup>ER</sup> OCTOBRE 2012)

**FIGURES :**

2.1 FIG 1 RÉPARTITION DE LA POPULATION DANS UN RAYON DE 50 KM AUTOUR DU  
SITE DE FLAMANVILLE POUR L'ANNÉE 2011

2.1 FIG 2 COURBE DE POPULATION CUMULÉE EN FONCTION DE LA DISTANCE AU  
SITE (ANNÉE 2011)

2.1 FIG 3 RÉPARTITION DE LA POPULATION DANS UN RAYON DE 10 KM AUTOUR DU  
SITE DE FLAMANVILLE (ANNEE 2011)



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.1  
SECTION : -  
PAGE : 3/6  
FLAMANVILLE

## **2. SITE ET ENVIRONNEMENT**

### **2.1. POPULATION**

La description de la population autour du site de Flamanville prend en compte la population résidente au niveau régional (50 km) et proche du site de Flamanville (10 km). Les populations temporaires sont recensées dans un périmètre proche du site (10 km).

#### **1. RÉPARTITION DE LA POPULATION AUTOUR DU SITE**

Le site de Flamanville est implanté dans le département de la Manche (50), dans la région de la Basse-Normandie, seul département présent dans un rayon de 50 km autour du site, avec les îles Anglo-Normandes de Jersey, Sercq, Guernesey et Aurigny.

Les données démographiques de la population française et des îles anglo-Normandes proviennent :

- des recensements de la population de 2011<sup>1</sup>, 2006 et 1999 pour les villes françaises, réalisés par l'INSEE ;
- des recensements de 2011, 2001 et 1991 pour les îles Anglo-Normandes. Les îles de Jersey et de Guernesey disposent chacune de leur propre institut de recensement.

En France, 1 475 684 habitants résident en Basse-Normandie en 2011. La population a augmenté de 2,4 % entre 1999 et 2006, et de 1,3 % entre 2006 et 2011.

En 2011, le département de la Manche possède 499 531 habitants. La population a augmenté de 3,7% entre 1999 et 2011 (2,3 % entre 1999 et 2006 et 1,4 % entre 2006 et 2011). Il s'agit du second département de la région (sur trois) en termes de population.

La répartition de la population, en 2011 dans le département de la Manche est la suivante :

- 17,6% de la population a moins de 14 ans (soit 87 722 personnes) ;
- 15,6% de la population a de 15 ans à 29 ans (soit 77 829 personnes) ;
- 18% de la population a de 30 ans à 44 ans (soit 89 671 personnes) ;
- 21,1% de la population a de 45 ans à 59 ans (soit 105 622 personnes) ;
- 16,2% de la population a de 60 ans à 74 ans (soit 81 089 personnes) ;
- 11,5% de la population a 75 ans et plus (soit 57 599 personnes).

#### **1.1. RAYON DE 50 KM**

La liste des communes de plus de 5000 habitants dans le rayon des 50 km autour du site avec leurs populations aux recensements de 1999, 2006 et 2011 est donnée dans le tableau 2.1 TAB 1.

1. Les populations légales millésimées 2011 ont été publiées par l'INSEE le 1<sup>er</sup> janvier 2014. Leur date de référence statistique est le 1<sup>er</sup> janvier 2011.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.1  
SECTION : -  
PAGE : 4/6  
FLAMANVILLE

Le tableau 2.1 TAB 2 et la figure 2.1 FIG 1 donnent la répartition de la population dans un rayon de 50 km autour du site, par secteur angulaire de 20°. La répartition de la population cumulée tous secteurs confondus jusqu'à 50 km autour du site est représentée sur la figure 2.1 FIG 2.

Les villes les plus importantes dans un rayon de 50 km sont :

- Equeurdreville-Hainneville (17 386 habitants), à 21 km au nord-est du site ;
- Cherbourg-Octeville (37 754 habitants), à 22 km au nord-est du site ;
- Tourlaville (15 836 habitants), à 25 km au nord-est du site ;
- Saint Helier (33 522 habitants), à 42,5 km au sud-ouest du site ;
- Saint Saviour (13 591 habitants) à 39,7 km à l'ouest du site ;
- Saint Peter Port (18 207 habitants) à 48,1 km à l'ouest du site.

Dans un rayon de 50 km autour du site de Flamanville, la population passe de 340 329 habitants en 1999, à 353 462 habitants en 2011, soit une augmentation de 3,9%. En 2011, la population des communes situées dans un rayon de 50 km est répartie de la sorte :

- 210 085 habitants pour les communes françaises ;
- 143 377 habitants pour les paroisses (canton administratif) des îles Anglo-Normandes.

En 2011, la population des villes de plus de 5 000 habitants présentes dans un rayon de 50 km est de 208 958 habitants (196 776 habitants en 1999).

L'évolution de la population dans les villes de plus de 5 000 habitants, dans un rayon de 50 km autour du site, entre 1999 et 2011, amène les constats suivants :

- la population des communes françaises de plus de 5 000 habitants a diminué de 8,2 % sur la période 1999-2011, passant de 96 725 à 88 747 habitants ;
- la population des paroisses anglo-normandes de plus de 5 000 habitants a augmenté de 20,1 % sur la période 1999-2011, passant de 100 051 à 120 211 habitants.

Enfin, la densité de population dans un rayon de 50 km centrée sur le site, est de 45 habitants par km<sup>2</sup>, (tableau 2.1 TAB 3), ce qui est sensiblement inférieur à la densité en France métropolitaine (114 habitants par km<sup>2</sup>).

## **1.2. RAYON DE 10 KM**

La liste des communes dans un rayon de 10 km autour du site ainsi que leur population aux recensements de 1999, 2006 et 2011 sont données dans le tableau 2.1 TAB 4.

La figure 2.1 FIG 3 donne la répartition de la population dans un rayon de 10 km autour du site, par secteur angulaire de 20°.

Dans cette zone d'étude de 10 km, toutes les communes sont localisées en France dans le département de la Manche (aucune paroisse appartenant aux îles Anglo-Normandes).

En 2011, la population dans ce rayon est de 11 913 habitants (10 661 habitants en 1999).

La commune la plus importante présente dans un rayon de 10 km autour du site est la commune des Pieux (3 527 habitants).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.1  
SECTION : -  
PAGE : 5/6  
FLAMANVILLE

A noter que le centre de la commune la plus proche est celui de Flamanville, à 1,2 km à l'est du site.

La population a augmenté entre 1999 et 2011 dans les zones proches du site de Flamanville : + 11,7% dans un rayon de 10 km autour du site (la population passant de 10 661 à 11 913 habitants). La population a augmenté entre 1999 et 2006 (+ 4%) et a continué de progresser plus rapidement de 2006 à 2011 (+ 7,5%).

La région d'implantation du site de Flamanville se caractérise par une faible densité de la population, 38 habitants par km<sup>2</sup> dans l'aire de 10 km de rayon centrée sur le site (tableau 2.1 TAB 3).

## **2. POPULATION TEMPORAIRE**

### **2.1. TOURISME**

Le département de la Manche possède un riche patrimoine naturel avec des sites remarquables tel que le mont Saint-Michel, et offre des paysages variés formés de dunes, de falaises, de bocages, de marais et de plages. Le département possède également un riche patrimoine historique avec notamment les sites liés à la bataille de Normandie.

La zone proche du site de Flamanville possède des attraits touristiques comme :

- le château de Flamanville qui constitue un élément important du patrimoine du Cotentin ;
- les îles Anglo-Normandes, accessibles depuis des points d'embarquements de Barneville-Carteret et de Diélette ;
- de nombreuses activités sportives (randonnées, cheval, sports nautiques).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.1  
SECTION : -  
PAGE : 6/6  
FLAMANVILLE

La navigation de plaisance est une activité importante dans le Cotentin et notamment dans la zone, avec les ports de Diélette et de Barneville-Carteret.

- Port Diélette :

Le port de Diélette est situé à 1 km au nord du site, protégé par le Cap de Flamanville. Il est face aux îles Anglo-Normandes de Guernesey (28 milles nautique), Jersey (36 milles nautique) et Aurigny (12 milles nautique). Le bassin de plaisance permet d'accueillir 420 bateaux à l'année en permanence. La marina est accessible durant en moyenne 7h à 7h30 par marée. Dans le port de commerce, il y a un appontement pour la pêche, un ponton d'attente (40 places) pour les plaisanciers et un ponton embarquement passagers. Le port dispose d'une station de distribution de carburants.

Le trafic de passagers a lieu d'avril à octobre pour les îles Anglo-Normandes, et il existe un trafic de fret par cargo.

- Barneville – Carteret :

À une vingtaine de kilomètres au sud du site de Flamanville, se trouve le port des Isles de Barneville-Carteret. Situé à l'embouchure d'un très beau havre bien protégé, il offre un abri privilégié, avec en bout de canal, 311 places en bassin ainsi qu'un ponton (60 places) pour les visiteurs. Il dispose également d'une station de carburant.

Une liaison maritime est assurée vers les îles Anglo-Normandes (Jersey et Guernesey). Les capacités d'hébergement touristique des communes situées dans un rayon de 10 km autour du site (d'après les données du 1<sup>er</sup> janvier 2012 transmises par la Chambre de Commerce et d'Industrie de la Manche) sont présentées dans le tableau 2.1 TAB 5.

## **2.2. ÉTABLISSEMENTS DE SANTÉ PUBLIQUE, MÉDICO-SOCIAUX ET SOCIAUX**

Les capacités d'hébergement dans les établissements de santé publique implantés sur les communes situées dans un rayon de 10 km autour du site de Flamanville sont présentées dans le tableau 2.1 TAB 6.

## **2.3. ÉTABLISSEMENTS SCOLAIRES**

Les capacités d'accueil des établissements scolaires implantés sur les communes situées dans un rayon de 10 km autour du site de Flamanville sont présentées dans le tableau 2.1 TAB 7. Ces données issues du recensement du nombre d'élèves inscrits dans des établissements scolaires au 1<sup>er</sup> octobre 2012 ont été fournies par l'inspection d'académie de la Manche.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.1  
SECTION : -  
TABLEAU : 1  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

**2.1 TAB 1 : COMMUNES DE PLUS DE 5000 HABITANTS DANS UN RAYON DE 50 KM**  
**AUTOUR DU SITE DE FLAMANVILLE**

Distance (km)	Dép	Nom de la commune	Pays	Population (en hab.)		
				1999	2006	2011
19,8	50	QUERQUEVILLE	F	5145	5536	5136
20,9	50	EQUEURDREVILLE -HAINNEVILLE	F	18173	17522	17386
21,8	50	CHERBOURG6OCTEVILLE	F	42918	40838	37754
23,9	50	GLACERIE	F	5401	5043	5578
25,4	50	TOURLAVILLE	F	17551	16649	15836
30,0	50	VALOGNES	F	7537	7274	7057
39,7	-	ST SAVIOUR	JB	12491		13580
42,4	-	ST CLEMENT	JB	8196		5418
42,5	-	ST HELIER	JB	28310		9221
44,7	-	ST BRELADE	JB	10134		33522
46,8	-	St SAMPSON	JB	8592		5003
47,1	-	VALE	JB	9573		10568
48,1	-	ST PETER PORT	JB	16488		8890
48,9	-	ST MARTIN	JB	6267		9415

Distance : il s'agit de la distance entre le site de Flamanville et le centre de la commune concernée (borne repère)

Source : France – INSEE – Recensements de 1999, 2006 et 2011.

Iles Anglo-Normandes – Cellule statistiques des gouvernements des îles de Jersey (JB) et Guernesey (JB) – Recensement de 1991, 2001 et 2011.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.1

SECTION : -

TABLEAU : 2

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

**2.1 TAB 2 : RÉPARTITION DE LA POPULATION DE 0 à 50 KM AUTOUR DU SITE DE FLAMANVILLE**

Secteur en °	350 à 10	10 à 30	30 à 50	50 à 70	70 à 90	90 à 110	110 à 130	130 à 150	150 à 170	170 à 190	190 à 210	210 à 230	230 à 250	250 à 270	270 à 290	290 à 310	310 à 330	350 à 350	Total angulaire	Cumul	
0 à 2	0	0	0	0	0	1732	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1732	1732	
2 à 4	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1732
4 à 6	0	0	0	1095	0	718	3527	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	5340	7072	
6 à 8	0	0	0	498	458	600	0	294	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1850	8922	
8 à 10	0	0	572	0	0	489	714	0	1216	0	0	0	0	0	0	0	0	0	2991	11913	
10 à 20	1745	3183	8931	4645	5973	2983	5740	1644	3129	0	0	0	0	0	0	0	0	0	37973	49886	
20 à 30	0	0	0	72038	9841	12475	2792	2779	2293	0	0	0	0	0	0	0	1903	0	104121	154007	
30 à 40	0	0	0	4207	4836	6951	6426	5755	1827	0	20499	2911	0	550	0	0	0	0	53962	207969	
40 à 50	0	0	0	318	9153	2460	7026	5276	3746	0	53027	21420	0	43067	0	0	0	0	145493	353462	
Total distance	1745	3183	9503	82801	30261	28408	26225	15748	12211	0	73526	24331	0	43617	0	0	1903	0	353462		

Source : France – INSEE – Recensement 2011

Iles Anglo-Normandes – Cellules statistiques des gouvernements des îles de Jersey, Sark et Guernesey – Recensement 2001



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.1

SECTION : -

TABLEAU : 3

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

**2.1 TAB 3 : RÉPARTITION DE LA DENSITÉ DE POPULATION (HAB/KM<sup>2</sup>) DANS UN RAYON DE 50 KM AUTOUR DU SITE DE FLAMANVILLE**

Secteur en °	350 à 10	10 à 30	30 à 50	50 à 70	70 à 90	90 à 110	110 à 130	130 à 150	150 à 170	170 à 190	190 à 210	210 à 230	230 à 250	250 à 270	270 à 290	290 à 310	310 à 330	350 à 350	Total angulaire	Cumul
0 à 2	0	0	0	0	0	2481	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	138	138
2 à 4	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	34
4 à 6	0	0	0	314	0	206	1010	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	85	63
6 à 8	0	0	0	102	94	123	0	60	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	21	44
8 à 10	0	0	91	0	0	78	114	0	194	0	0	0	0	0	0	0	0	0	26	38
10 à 20	33	61	171	89	114	57	110	31	60	0	0	0	0	0	0	0	0	0	40	40
20 à 30	0	0	0	825	113	143	32	32	26	0	0	0	0	0	0	0	22	0	66	54
30 à 40	0	0	0	34	40	57	53	47	15	0	168	24	0	5	0	0	0	0	25	41
40 à 50	0	0	0	2	58	16	45	34	24	0	338	136	0	274	0	0	0	0	51	45
Total distance	4	7	22	190	69	65	60	36	28	0	169	56	0	100	0	0	4	0	45	

Source : France – INSEE – Recensement 2011

Iles Anglo-Normandes – Cellules statistiques des gouvernements des îles de Jersey, Sark et Guernesey – Recensement 2001



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.1  
SECTION : -  
TABLEAU : 4  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

**2.1 TAB 4 : COMMUNES DANS UN RAYON DE 10 KM AUTOUR DU SITE DE FLAMANVILLE**

Distance (km)	Dép	Nom de la commune	Pays	Population (en hab.)		
				1999	2006	2011
1,2	50	FLAMANVILLE	F	1683	1686	1732
4,0	50	SIOUVILLE-HAGUE	F	995	1079	1095
5,0	50	TREAUVILLE	F	632	675	718
5,7	50	PIEUX	F	3477	3387	3527
6,6	50	ROZEL	F	261	268	294
7,2	50	HELLEVILLE	F	324	418	458
7,3	50	BENOITVILLE	F	458	541	600
7,8	50	HEAUVILLE	F	373	360	498
9,1	50	SAINT-GERMAIN-LE-GAILLARD	F	624	646	714
9,2	50	SOTTEVILLE	F	347	362	489
9,7	50	BIVILLE	F	415	496	572
9,8	50	SURTAINVILLE	F	1072	1167	1216

Distance : il s'agit de la distance entre le site de Flamanville et le centre de la commune concernée (borne repère)

Source : France – INSEE – Recensements de 1999, 2006 et 2011.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.1  
SECTION : -  
TABLEAU : 5  
PAGE : 1/3  
FLAMANVILLE

**2.1 TAB 5 : ÉTABLISSEMENTS TOURISTIQUES DANS UN RAYON DE 10 KM AUTOUR DU  
SITE DE FLAMANVILLE (AU 1<sup>er</sup> JANVIER 2012)**

Distance (km)	Dép	Commune	Établissements	Nombre	Capacité (lits touristiques)
1,2	50	FLAMANVILLE	Chambre d'hôtes labélisée	1	4
			Hébergement non marchand	NC	750
			Hôtel	3	86
			Hôtellerie de plein-air	2	189
			Meublés	7	45
4,0	50	SIOUVILLE-HAGUE	Aire de camping-car	2	NC
			Chambre d'hôtes labélisée	1	4
			Hébergement collectif	1	70
			Hébergement non marchand	NC	1080
			Hôtellerie de plein-air	2	390
			Meublés	12	64
5,0	50	TREAUVILLE	Aire de camping-car	1	NC
			Chambre d'hôte labélisée	1	4
			Chambre d'hôte non labélisée	1	6
			Hébergement non marchand	NC	230
			Meublés	6	29
5,7	50	LES PIEUX	Aire de camping-car	3	NC
			Chambre d'hôtes labélisée	1	4
			Chambre d'hôtes non labélisée	1	8
			Hébergement non marchand	NC	700
			Hôtel	2	66
			Hôtellerie de plein-air	1	810
			Meublés	8	32



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.1  
SECTION : -  
TABLEAU : 5  
PAGE : 2/3  
FLAMANVILLE

Distance (km)	Dép	Commune	Établissements	Nombre	Capacité (lits touristiques)
6,6	50	LE ROZEL	Aire de camping-car	1	NC
			Chambre d'hôte labélisée	2	13
			Chambre d'hôte non labélisée	1	14
			Hébergement non marchand	NC	235
			Hôtellerie de plein-air	1	461
			Meublés	3	17
7,2	50	HELLEVILLE	Hébergement non marchand	NC	45
7,3	50	BENOISTVILLE	Chambre d'hôte labélisée	1	5
			Chambre d'hôte non labélisée	2	6
			Hébergement non marchand	NC	105
			Meublés	1	8
7,8	50	HEAUVILLE	Hébergement non marchand	NC	70
			Meublés	1	8
9,1	50	ST GERMAIN-LE-GAILLARD	Hébergement non marchand	NC	270
			Hôtellerie de plein-air	1	35
			Meublés	11	58
9,2	50	SOTTEVILLE	Hébergement non marchand	NC	30
			Meublés	2	10
9,7	50	BIVILLE	Chambre d'hôte non labélisée	1	14
			Hébergement non marchand	NC	30
			Meublés	9	78



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.1  
SECTION : -  
TABLEAU : 5  
PAGE : 3/3  
FLAMANVILLE

Distance (km)	Dép	Commune	Établissements	Nombre	Capacité (lits touristiques)
9,8	50	SURTAINVILLE	Aire de camping-car	1	NC
			Chambre d'hôtes labélisée	1	6
			Chambre d'hôtes non labélisée	3	22
			Hébergement non marchand	NC	1310
			Hôtellerie de plein-air	1	435
			Meublés	25	137

NC : Non Communiqué

Distance : Il s'agit de la distance entre le site et le centre de la commune concernée (borne repère)

Lit touristique : unité de mesure permettant d'estimer en nombre de personnes les capacités d'accueil d'un établissement touristique

Source : Comité départemental de tourisme de la Manche – Recensement et capacité d'accueil des établissements touristiques – Données au 1<sup>er</sup> janvier 2012



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.1  
SECTION : -  
TABLEAU : 6  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

**2.1 TAB 6 : ÉTABLISSEMENTS MEDICO-SOCIAUX ET SOCIAUX IMPLANTÉS DANS UN  
RAYON DE 10 KM AUTOUR DU SITE DE FLAMANVILLE (ANNEE 2013)**

Distance (km)	Dép	Commune	Établissements	Nombre	Capacité d'accueil (Pers.)
1,2	50	FLAMANVILLE	Maison de retraite	1	44
4,0	50	SIOUVILLE-HAGUE	Centre de rééducation fonctionnelle	1	121
5,7	50	LES PIEUX	Halte-garderie	1	30
			Crèche collective		
			Foyers	2	64

Distance : Il s'agit de la distance entre le site et le centre de la commune concernée (borne repère)

Source : Finess (Fichier national des établissements sanitaires et sociaux) – Ministère de la Santé – Capacité d'accueil des établissements sanitaires et sociaux (hors maison de retraite et centre de rééducation fonctionnelle) – Données 2013



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.1  
SECTION : -  
TABLEAU : 7  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

**2.1 TAB 7 : ÉTABLISSEMENTS SCOLAIRES DANS UN RAYON DE 10 KM AUTOUR DU SITE  
DE FLAMANVILLE (EFFECTIF AU 1<sup>er</sup> OCTOBRE 2012)**

Commune	Établissements	Nombre	Effectifs (nombre d'élèves)
FLAMANVILLE	Ecole maternelle	1	52
	Ecole élémentaire	1	89
	Collège	1	252
LES PIEUX	Ecole maternelle	1	154
	Ecole élémentaire	1	253
SIOUVILLE-HAGUE	Ecole maternelle	1	39
	Ecole primaire	1	77
SURTAINVILLE	Ecole maternelle	1	46
	Ecole primaire	1	63
TREAUVILLE	Ecole maternelle	1	29
	Ecole élémentaire	1	48
<b>RPI* PIERREVILLE SAINT-GERMAIN LE GAILLARD</b>			
SAINT-GERMAIN-LE-GAILLARD	Ecole maternelle	1	19
	Ecole élémentaire	1	52
<b>RPI* HÉAUVILLE HELLEVILLE</b>			
HEAUVILLE	Ecole élémentaire	1	40
HELLEVILLE	Ecole maternelle	1	27
	Ecole élémentaire	1	10
<b>RPI* BIVILLE VAUVILLE</b>			
BIVILLE	Ecole élémentaire	1	10
SAUTEVILLE	Ecole maternelle	1	64
	Ecole élémentaire	1	109

\* : Regroupement Pédagogique Intercommunal (RPI)

Les « écoles maternelles » accueillent les enfants jusqu'à l'entrée en CP.

Les « écoles élémentaires » accueillent les enfants à partir du CP jusqu'au CM2.

Source : Inspection Académique de la Manche – Liste et capacité d'accueil des établissements scolaires – Données au 1<sup>er</sup> octobre 2012



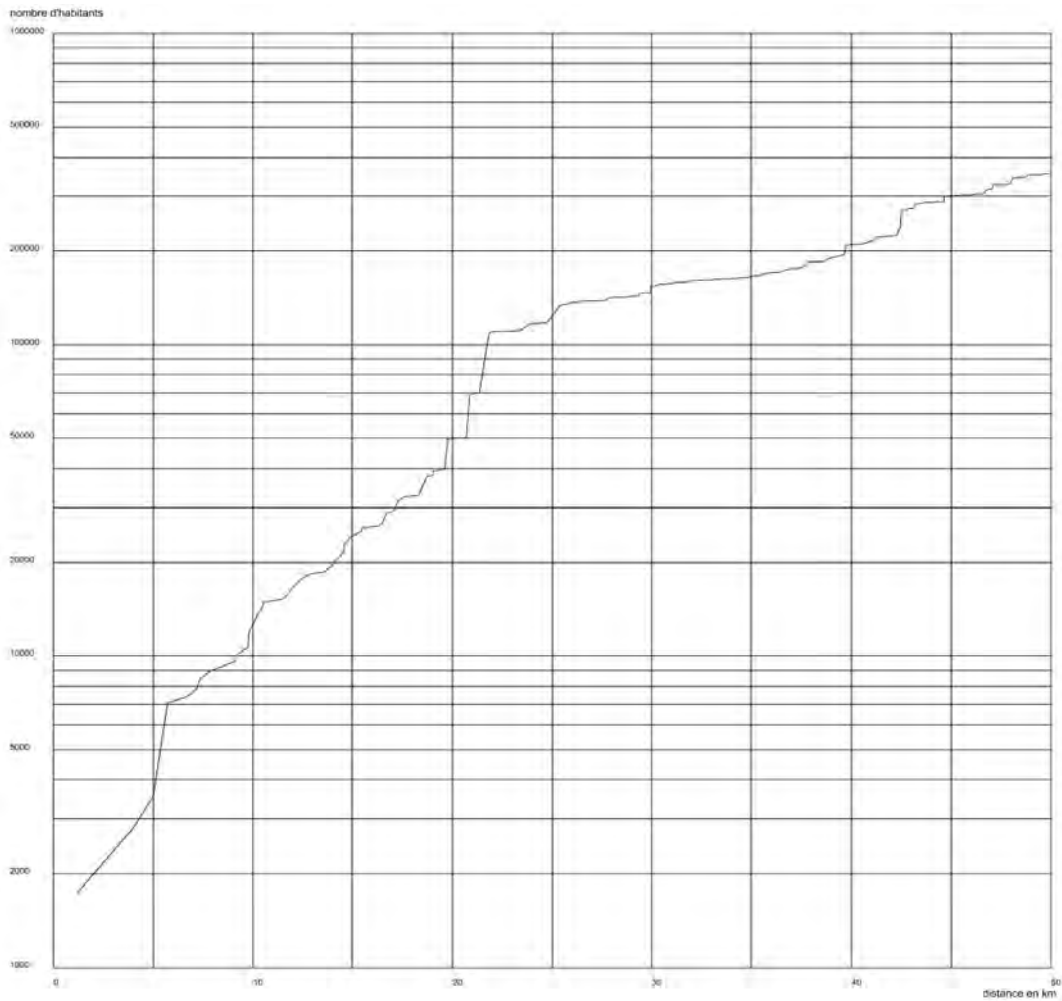




**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.1  
SECTION : -  
FIGURE : 2  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

**2.1 FIG 2 : COURBE DE POPULATION CUMULÉE EN FONCTION DE LA DISTANCE AU SITE (ANNÉE 2011)**

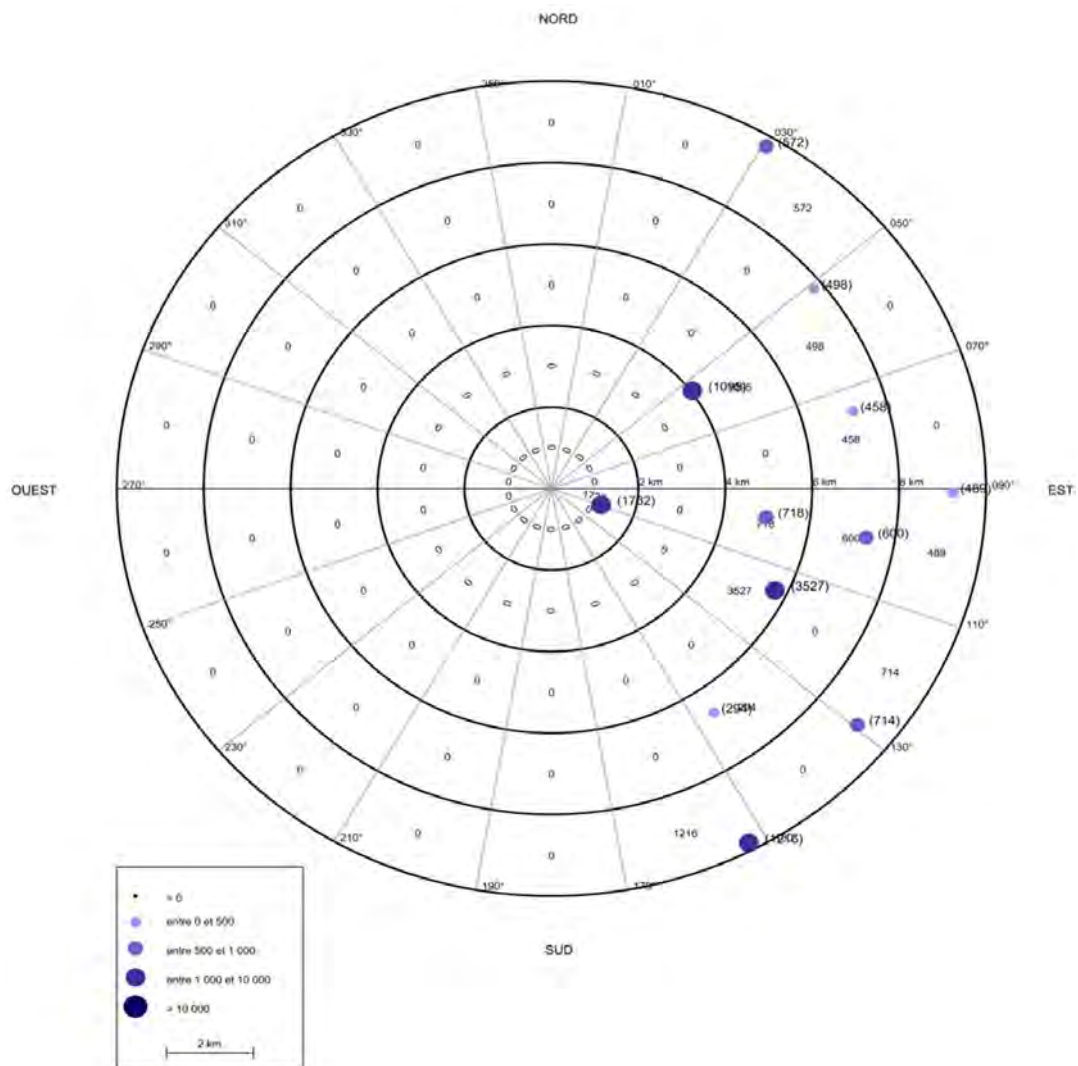




**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.1  
SECTION : -  
FIGURE : 3  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

**2.1 FIG 3 : RÉPARTITION DE LA POPULATION DANS UN RAYON DE 10 KM AUTOUR  
DU SITE DE FLAMANVILLE (ANNEE 2011)**





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.2

SECTION : -

PAGE : 1/9

FLAMANVILLE

## SOMMAIRE

<b>2.2. ENVIRONNEMENT INDUSTRIEL, VOIES DE COMMUNICATION .....</b>	<b>3</b>
<b>1. ENVIRONNEMENT INDUSTRIEL .....</b>	<b>3</b>
<b>1.1. LE TISSU INDUSTRIEL DE LA RÉGION .....</b>	<b>3</b>
<b>1.1.1. INSTALLATIONS INDUSTRIELLES DE LA RÉGION .....</b>	<b>3</b>
<b>1.1.2. LES INSTALLATIONS CLASSÉES POUR LA PROTECTION DE</b>	
<b>L'ENVIRONNEMENT (ICPE).....</b>	<b>3</b>
<b>1.2. CANALISATIONS DE TRANSPORT.....</b>	<b>3</b>
<b>1.3. EVALUATION DES RISQUES LIÉS À L'ENVIRONNEMENT INDUSTRIEL .....</b>	<b>4</b>
<b>2. VOIES DE COMMUNICATION .....</b>	<b>4</b>
<b>2.1. ACCÈS, RÉSEAU ET TRAFICS ROUTIERS .....</b>	<b>4</b>
<b>2.1.1. ACCÈS ROUTIER ET RÉSEAU ROUTIER.....</b>	<b>4</b>
<b>2.1.2. TRAFIC ROUTIER.....</b>	<b>4</b>
<b>2.1.3. TRANSPORT DE MATIÈRES DANGEREUSES PAR ROUTE .....</b>	<b>4</b>
<b>2.2. RÉSEAU FERROVIAIRE.....</b>	<b>5</b>
<b>2.3. TRAFIC MARITIME .....</b>	<b>6</b>
<b>2.3.1. ACTIVITÉS PORTUAIRES.....</b>	<b>6</b>
<b>2.3.2. VOIES MARITIMES.....</b>	<b>6</b>
<b>2.3.3. TRAFIC MARITIME .....</b>	<b>6</b>
<b>2.4. AÉRODROMES ET TRAFIC AÉRIEN .....</b>	<b>7</b>
<b>2.4.1. IMPLANTATION DES AÉRODROMES PROCHES DU SITE.....</b>	<b>7</b>
<b>2.4.2. AVIATION GÉNÉRALE.....</b>	<b>7</b>
<b>2.4.3. AVIATION COMMERCIALE .....</b>	<b>7</b>
<b>2.4.4. AVIATION MILITAIRE .....</b>	<b>7</b>
<b>2.4.5. CIRCULATION AÉRIENNE.....</b>	<b>8</b>
<b>2.5. EVALUATION DES RISQUES LIES AUX VOIES DE COMMUNICATION .....</b>	<b>8</b>
<b>LISTE DES RÉFÉRENCES .....</b>	<b>9</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.2

SECTION : -

PAGE : 2/9

FLAMANVILLE

**TABLEAUX :**

2.2 TAB 1 PRINCIPAUX ÉTABLISSEMENTS INDUSTRIELS AU 1<sup>ER</sup> JANVIER 2008 DANS  
LA ZONE D'EMPLOI DE CHERBOURG

2.2 TAB 2 LISTES DES ICPE AUTOUR DE FLAMANVILLE

2.2 TAB 3 [ ]

2.2 TAB 4 [ ]

2.2 TAB 5 [ ]

2.2 TAB 6 [ ]

2.2 TAB 7 TRAFIC GÉNÉRAL ANNUEL 2012 SUR LES VOIES MARITIMES DU DST DES  
CASQUETS

2.2 TAB 8 [ ]

**FIGURES :**

2.2 FIG 1 TRAFIC ROUTIER AUTOUR DU SITE DE FLAMANVILLE

2.2 FIG 2 [ ]

2.2 FIG 3 MOUVEMENTS DU TRAFIC DU TRANSPORT DE MATIÈRES DANGEREUSES  
SUR LA SOMME DES 72H

2.2 FIG 4 CANALISATIONS DE GAZ À PROXIMITÉ DE FLAMANVILLE

2.2 FIG 5 ITINÉRAIRES TRANSMANCHE EN VFR AUTOUR DU CNPE DE FLAMANVILLE

2.2 FIG 6 COULOIRS DES CIRCULATIONS AÉRIENNES ET ZONES D'AÉRODROMES  
AUTOUR DU CNPE DE FLAMANVILLE

2.2 FIG 7 RÉSEAU FERROVIAIRE AUX ENVIRONS DE FLAMANVILLE

2.2 FIG 8 DISPOSITIF DE SÉPARATION DU TRAFIC DES CASQUETS ET ZONE DE  
MOUILLAGE OUEST COTENTIN



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.2

SECTION : -

PAGE : 3/9

FLAMANVILLE

## **2.2. ENVIRONNEMENT INDUSTRIEL, VOIES DE COMMUNICATION**

### **1. ENVIRONNEMENT INDUSTRIEL**

#### **1.1. LE TISSU INDUSTRIEL DE LA RÉGION**

##### **1.1.1. Installations industrielles de la région**

Les principaux établissements au 1<sup>er</sup> janvier 2008 dans la région de Cherbourg sont rassemblés dans le tableau 2.2 TAB 1. Il est à noter dans un environnement hors de la zone d'étude mais à une distance relativement proche, la présence du centre de retraitement de la Hague à 16 kilomètres au Nord de la Centrale de Flamanville.

##### **1.1.2. Les Installations Classées pour la Protection de l'Environnement (ICPE)**

Selon les résultats de l'enquête annuelle réalisée auprès de la Direction Régionale de l'Environnement, de l'Aménagement et du Logement (DREAL) de Basse-Normandie, et auprès de la Direction Départementale de la Protection des Populations (DDPP) de la Manche [1], aucune installation industrielle soumise à autorisation en fonctionnement n'est présente dans un rayon de 5 kilomètres autour de l'EPR.

De nombreuses ICPE soumises à déclaration existent dans le rayon de 10 km autour du site, notamment :

- plusieurs stations services et dépôts de carburants aux Pieux, à Flamanville, et à Pierreville ;
- plusieurs garages de vente et de réparation de véhicules à Benoîtville, à Biville, aux Pieux, à Saint-Germain-le-Gaillard, à Flamanville et à Tréauville ;
- une installation de traitement des déchets urbains sur la commune des Pieux ;
- une installation de broyage de végétaux à Surtainville ;
- une entreprise d'usinage et découpage à Biville.

La liste des Installations Classées pour la Protection de l'Environnement industrielles est donnée en tableau 2.2 TAB 2. Ce recensement a été réalisé à l'été 2013.

D'autres ICPE agro-alimentaires soumises à autorisation ou à déclaration existent à Flamanville, Tréauville et aux Pieux (élevage de porcs ou de vaches).

#### **1.2. CANALISATIONS DE TRANSPORT**

Le réseau gaz naturel à haute pression passe à plus de 15 km du site au niveau de la ville de Quettetot (16 km à l'Est-Sud-Est).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.2

SECTION : -

PAGE : 4/9

FLAMANVILLE

Dans un rayon de 30 km autour du CNPE, il n'y a pas de réseau basse et moyenne pression, excepté sur la commune des Pieux qui est alimentée par un réseau moyenne pression de 16 bar (cf. figure 2.2 FIG 4).

### **1.3. EVALUATION DES RISQUES LIÉS À L'ENVIRONNEMENT INDUSTRIEL**

L'analyse des risques liés aux activités industrielles autour de l'EPR est portée par la section 3.3.4. L'analyse des risques liés aux activités de Flamanville 1-2 sur l'EPR est étudiée en sous-chapitre 3.8.

## **2. VOIES DE COMMUNICATION**

### **2.1. ACCÈS, RÉSEAU ET TRAFICS ROUTIERS**

#### **2.1.1. Accès routier et réseau routier**

Tous les accès au site de Flamanville se font à partir du plateau par la D 23 en provenance des Pieux, qui longe la côte sur 2 km à partir de Diélette, pour aboutir à l'accès Nord. Cette route contourne ensuite le site en limite Est sur la falaise, pour desservir l'accès Sud (accès principal).

La route départementale D 650 reliant Barneville-Carteret à Cherbourg par Les Pieux se situe à environ 5 km du site.

La route départementale D 37 reliant Vasteville à la départementale D 650 au niveau de Sotteville se situe à 8 kilomètres du site.

Enfin, la route départementale D 4 reliant Diélette aux Pieux par Flamanville est située à environ 1 km du site.

#### **2.1.2. Trafic routier**

Les informations sur le trafic routier autour du site de Flamanville données en figure 2.2 FIG 1 regroupent les données sur le trafic moyen annuel des routes nationales et départementales de 2009 à 2012 [2][3].

#### **2.1.3. Transport de matières dangereuses par route**

Une étude a été réalisée en 2005 afin d'évaluer le nombre de transports de matières dangereuses circulant dans un rayon de 10 km autour du site de Flamanville [4].



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.2

SECTION : -

PAGE : 5/9

FLAMANVILLE

Les données de transport de matières dangereuses par la route dépendent des activités industrielles en cours au moment du recensement. Depuis cette enquête, il n'y a pas de nouvelles ICPE soumises à autorisation implantées dans le secteur d'étude qui pourrait avoir un impact sur le type de matières dangereuses circulant autour de Flamanville. Cependant, l'EPR FA3 est actuellement en phase de chantier, et les matières dangereuses qui seront quotidiennement transportées dans l'environnement du site seront différentes en nature et en caractéristiques de danger une fois le site en exploitation. Le risque additionnel généré par les activités de chantier n'existera plus pendant l'exploitation de la tranche.

Le comptage de véhicules a été réalisé en mars 2005 durant une enquête de 72 h (24 heures le 28 février et 4 jours consécutifs pendant 12 heures (de 7h à 19h) du 8 au 11 mars) à l'intersection des routes départementales RD 650 et RD 23, et à l'intersection des routes RD 650 et RD 37 (Cf. figure 2.2 FIG 2).

La répartition par produit à chaque point de comptage est présentée dans les tableaux 2.2 TAB 3 et 2.2 TAB 4.

L'enquête a montré que très peu de matières dangereuses transitent la nuit dans ce secteur. Le trafic est important entre 10h et 13h.

Les principaux mouvements effectués au carrefour giratoire des RD 650 et RD 37 sont :

- Cherbourg / Les Pieux dans les 2 sens sur la RD 650,
- Les Pieux / Helleville dans les 2 sens entre la RD 650 et la RD 37.

Les principaux mouvements effectués au carrefour giratoire des RD 650 et RD 23 sont :

- Cherbourg / Barneville-Carteret dans les 2 sens sur la RD 650,
- Les Pieux / Bricquebec dans les 2 sens sur la RD 23,
- Les Pieux / Cherbourg et Les Pieux / Barneville-Carteret à l'intersection de la RD 650 et de la RD 23.

La répartition des véhicules transportant des matières dangereuses en fonction de l'itinéraire emprunté est indiquée sur la figure 2.2 FIG 3. Le trafic de matières dangereuses est plus important sur le carrefour RD650 / RD23.

[ ]

Les flux de matières dangereuses entrantes et sortantes du site de Flamanville 1&2 pour l'année 2012 et leur répartition par code ONU sont présentés dans le tableau 2.2 TAB 5 pour les flux de classe 7 (matières radioactives) et dans le tableau 2.2 TAB 6 pour les flux d'une autre classe.

L'EPR étant un REP, les matières entrantes et sortantes seront proches de celles de Flamanville 1&2, avec des quantités divisées par 2 (en ordre de grandeur).

## **2.2. RÉSEAU FERROVIAIRE**

La voie ferrée la plus proche est la ligne SNCF Paris-Cherbourg passant par Caen et Carentan. Le point le plus proche est à 15 km du site (cf. figure 2.2 FIG 7).





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.2

SECTION : -

PAGE : 6/9

FLAMANVILLE

## **2.3. TRAFIC MARITIME**

### **2.3.1. Activités portuaires**

Cherbourg est le seul port ayant une activité significative dans le Nord Cotentin, à la fois dans le commerce, la pêche et la plaisance. De par son éloignement à plus de 20 kilomètres, son activité ne génère pas de risque industriel particulier. Les ports de Barneville-Carteret et de la Dielette sont des ports de moindre importance regroupant des activités de plaisance, de trafic passagers et de fret.

### **2.3.2. Voies maritimes**

Les navires marchands de gros tonnages assurant le transit entre l'Europe du Nord et les ports du Golfe Persique, de la Méditerranée et des Etats-Unis empruntent des voies bien déterminées définies à l'échelon international lors de leur passage dans la Manche nommées respectivement T2 pour la navigation montante et T1 pour la navigation descendante.

Au large de Cherbourg à l'Ouest, le trafic maritime est conditionné par les Dispositifs de Séparation du Trafic (DST<sup>1</sup>) des Casquets et du Pas de Calais. Ces dispositifs sont adoptés par l'OMI (Organisation Maritime Internationale). Le DST des Casquets permet d'ordonner le trafic au Nord des îles Anglo-Normandes, en un lieu où convergent les voies maritimes venant des parages d'Ouessant et des îles Scilly avec celles descendant du Pas de Calais. Il se compose d'une zone de séparation de 5 M<sup>2</sup> de large bordée au Nord par une zone de circulation, 5 M de large pour le trafic en direction de l'Ouest et au Sud par une zone de circulation de 5 M de large pour le trafic en direction de l'Est. Ces zones sont orientées sur un axe 075°-255°. Une zone de navigation côtière complète ce dispositif entre la limite Sud du dispositif et les îles Anglo-Normandes.

Le CROSS Jobourg assure la surveillance du trafic maritime dans la zone couverte par le dispositif des Casquets ; il travaille en liaison avec son homologue britannique de Portland Coast Guard.

Il faut noter de plus un trafic important transmanche entre la France (Cherbourg, St-Malo...), les îles Anglo-Normandes et le Royaume-Uni (Poole, Southampton, Weymouth qui est Nord-Sud et dont les voies peuvent longer la côte Ouest du Cotentin).

Les distances des deux voies maritimes par rapport au site de Flamanville sont comprises entre environ 40 km (pour celle des Casquets (T2)) et 70 km (pour celle du Pas de Calais (T1)).

### **2.3.3. Trafic maritime**

La navigation est interdite par arrêté préfectoral dans un rayon de 200 mètres autour des points de rejet en mer de Flamanville. Les données concernant le trafic maritime ont été mises à jour en 2012.

1. Dispositif de Séparation du Trafic : mesure d'organisation du trafic visant à séparer les navires qui se déplacent dans des directions opposées grâce à des moyens appropriés et à l'établissement des voies (couloirs) de circulation.

2. M = Mille nautique



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.2

SECTION : -

PAGE : 7/9

FLAMANVILLE

Les deux voies de circulation maritime à proximité de Flamanville sont :

- Le DST des Casquets présenté en violet sur la figure 2.2 FIG 8. La voie la plus proche se situe à 26 milles nautiques de Flamanville (soit 48 kilomètres). Le détail des données générales [5] est donné dans les tableaux 2.2 TAB 7.
- La zone de mouillage Ouest Cotentin, présentée en bleu sur la figure 2.2 FIG 8. Elle est située à 2 milles nautique à l'Ouest de Flamanville. Entre 2006 et 2010, très peu de navires ont utilisé cette zone de mouillage, avec un maximum de 14 navires en 2008 [5].

Le CROSS Jobourg a été contacté en 2012 par 78 641 navires transportant des matières dangereuses [5]. Le détail des données générales pour le trafic maritime [5] est donné dans le tableau 2.2 TAB 8.

## **2.4. AÉRODROMES ET TRAFIC AÉRIEN**

### **2.4.1. Implantation des aérodromes proches du site**

Les aérodromes situés dans un rayon de 30 km autour du site sont les aérodromes de :

- Vauville, situé à 10 kilomètres au Nord-Nord-Est ;
- Cherbourg-Maupertus, situé à 33 km à l'Est-Nord-Est ;
- Aurigny, situé à 30 km au Nord-Ouest.

### **2.4.2. Aviation générale**

Pour l'aviation générale, le seul aéroclub situé dans un rayon de 10 kilomètres autour du site est celui de Vauville.

De 2010 à 2012, le trafic est de 1500 à 2000 mouvements par an (comprenant : planeurs et ULM). Cet aérodrome étant réservé aux planeurs et avions de servitude, il n'est pas pris en compte dans les aérodromes à recenser autour du site. Le site se trouve donc hors zone d'aérodrome et hors zone de vol local.

### **2.4.3. Aviation commerciale**

Les aérodromes à vocation commerciale les plus proches du CNPE, Aurigny et Cherbourg-Maupertus, sont situés respectivement à 30 et 33 km du site. Le site se trouve donc "hors zone d'aérodrome".

### **2.4.4. Aviation militaire**

Le CNPE n'est concerné par aucun couloir aérien réservé à l'aviation militaire, ni proche d'un aérodrome militaire.

On notera cependant que l'aérodrome de Cherbourg-Maupertus peut être utilisé occasionnellement par des avions de transport militaire.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.2

SECTION : -

PAGE : 8/9

FLAMANVILLE

Le CNPE étant situé à plus de 30 km d'un aérodrome se trouve donc "hors zone d'aérodrome" (HZA).

#### **2.4.5. Circulation aérienne**

Les couloirs des circulations aériennes ainsi que les différentes zones d'aérodromes sont présentés en figures 2.2 FIG 5 et 2.2 FIG 6

On observe que le site se trouve à l'écart de toute voie aérienne. De plus, il existe une interdiction de survol à basse altitude (< 3000 pieds) de la centrale.

#### **2.5. EVALUATION DES RISQUES LIES AUX VOIES DE COMMUNICATION**

L'évaluation des risques associés aux voies de communication est traité dans la section 3.3.4.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.2

SECTION : -

PAGE : 9/9

FLAMANVILLE

**LISTE DES RÉFÉRENCES**

- [1] D5330-06-0054 — annexe 1 : résultats de l'enquête annuelle (DT166) auprès de la DREAL et de la DDPP Manche, Novembre 2012
- [2] Département de la Manche – Trafic routier 2009 à 2012 disponible sur le site "Cartélie" du Ministère de l'Ecologie
- [3] ECESN130537 — Comptage du Conseil Général de la Manche sur le trafic routier des routes D 37, D 4 et D 650 et RD 23
- [4] MV/MCC/B30/05/52, Enquête routière autour du site de Flamanville (50), Note d'étude du CETE (Centre d'Études Techniques de l'Équipement) Normandie Centre du Ministère de l'Équipement des transports, de l'Aménagement du territoire, du Tourisme et de la Mer (mars 2005)
- [5] ECESN130538 – Bilan 2012 du CROSS JOBOURG
- [6] Rapport de Sûreté de Flamanville 1&2, édition 2009



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.2  
SECTION : -  
TABLEAU : 1  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

**2.2 TAB 1 : Principaux établissements industriels au 1<sup>er</sup> janvier 2008 dans la zone  
d'emploi de Cherbourg**

	Activité	Lieu
AREVA NC	Elaboration et transformation de matières nucléaires	Herqueville
Direction Constructions Navales	Construction de bâtiments de guerre	Cherbourg
EDF — CNPE DE FLAMANVILLE	Production et distribution d'électricité	Les Pieux



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.2  
SECTION : -  
TABLEAU : 2  
PAGE : 1/2  
FLAMANVILLE

**2.2 TAB 2 : Listes des ICPE autour de Flamanville**

<b>Etablissement (Raison Sociale)</b>	<b>Commune</b>	<b>Activité</b>	<b>rubrique et régime</b>
[ ]	Flamanville	Vernis et peinture (application et cuisson séchage)	2940 — Déclaration
[ ]	Flamanville	Dépôts d'acétylène dissous	1418 — Déclaration
[ ]	Les Pieux	Vernis et peinture (application et cuisson séchage)	2940 — Déclaration
[ ]	Les Pieux	Liquides inflammables (stockage et installation de remplissage)	1432 – 1434 — Déclaration
[ ]	Tréauville	Liquides inflammables (remplissage ou distribution) autre que 1435	1434 — Déclaration
[ ]	Les Pieux	Liquides inflammables (stockage et installation de remplissage)	1432 – 1434 — Déclaration
[ ]	Flamanville	Liquides inflammables (stockage et installation de remplissage)	1432 – 1434 — Déclaration
[ ]	Flamanville	Liquides inflammables (mélange emploi)	1433 — Déclaration
[ ]	Les Pieux	Gaz combustibles liquéfiés (dépôts)	1412 — Déclaration
[ ]	Les Pieux	Déchetterie	2710 — Déclaration
[ ]	Les Pieux	Emploi et stockage de chlore	1138 — Déclaration
CAMON Flamanville	Flamanville	Métaux décolletage fraisage	2560 — Déclaration
[ ]	Flamanville	Liquides inflammables (stockage et installation de remplissage)	1432 – 1434 — Déclaration
[ ]	Tréauville	Elevage de Porcs	Autorisation
[ ]	Les Pieux	Elevage de vaches laitières	Déclaration
[ ]	Les Pieux	Bovins viande	
[ ]	Flamanville	Elevage de vaches laitières	Déclaration
[ ]	Les Pieux	Elevage de vaches laitières	Déclaration
[ ]	Les Pieux	Bovins viande	
EARL du Semaphore	Flamanville	Elevage de vaches laitières	Déclaration



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.2  
SECTION : -  
TABLEAU : 2  
PAGE : 2/2  
FLAMANVILLE

Etablissement (Raison Sociale)	Commune	Activité	rubrique et régime
[ ]	Flamanville	Elevage de vaches laitières	Déclaration
[ ]	Flamanville	Bovins viande	Déclaration
[ ]	Flamanville	Bovins viande	Déclaration
[ ]	Les Pieux	Elevage de vaches laitières Bovins viande	Déclaration
[ ]	Les Pieux	Elevage de vaches laitières	Déclaration
[ ]	Les Pieux	Elevage de vaches laitières	Déclaration
[ ]	Les Pieux	Elevage de vaches laitières Bovins viande	Déclaration
[ ]	Tréauville	Bovins viande	Déclaration
[ ]	Tréauville	Elevage de Porc	Déclaration
[ ]	Tréauville	Elevage de vaches laitières Bovins viande	Déclaration
[ ]	Tréauville	Elevage de vaches laitières	Déclaration
[ ]	Tréauville	Elevage de vaches laitières Bovins viande	Déclaration



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.2  
SECTION : -  
TABLEAU : 3  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

2.2 TAB 3 : [ ]





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.2  
SECTION : -  
TABLEAU : 4  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

2.2 TAB 4 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.2  
SECTION : -  
TABLEAU : 5  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

2.2 TAB 5 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.2  
SECTION : -  
TABLEAU : 6  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

2.2 TAB 6 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.2  
SECTION : -  
TABLEAU : 7  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

**2.2 TAB 7 : Trafic général annuel 2012 sur les voies maritimes du DST des Casquets**

Voies	Nombres de navires / an	Pourcentage
T1	43 080	55
T2	32 384	41
Autres voies	3 177	4



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.2  
SECTION : -  
TABLEAU : 8  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

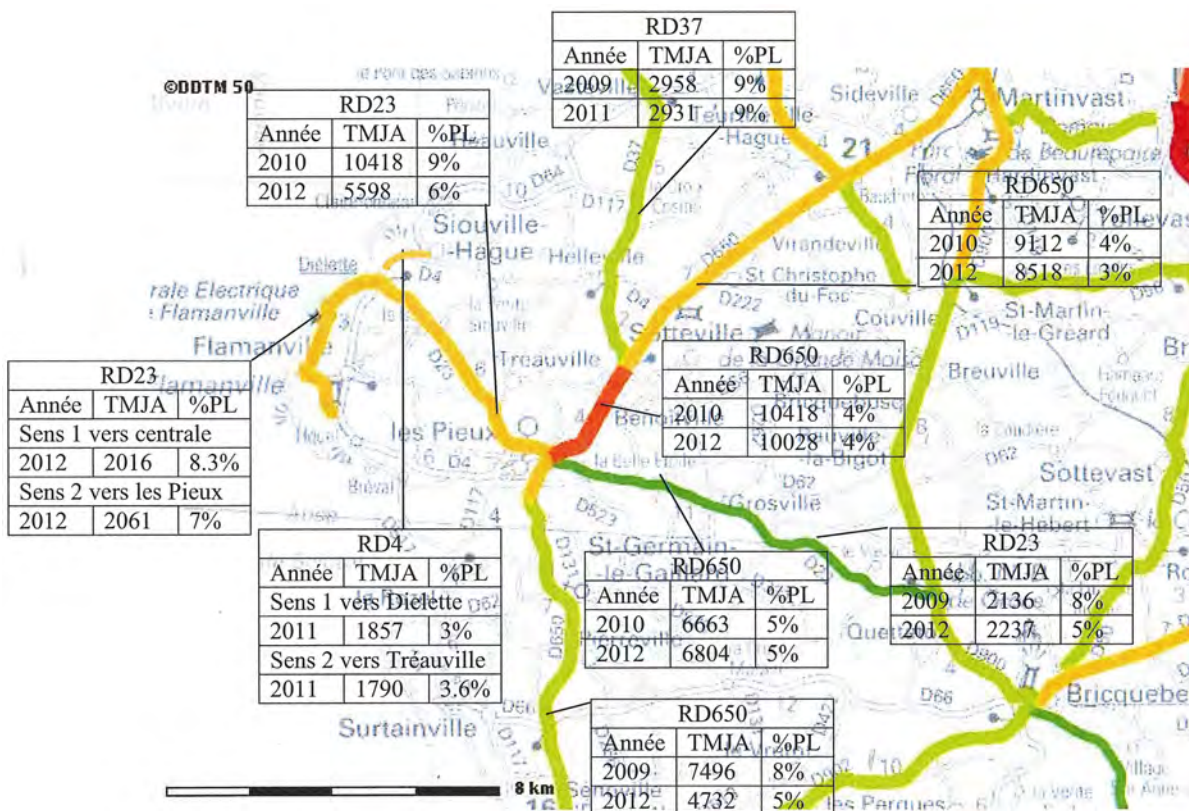
2.2 TAB 8 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.2  
 SECTION : -  
 FIGURE : 1  
 PAGE : 1/1  
 FLAMANVILLE

2.2 FIG 1 : Trafic routier autour du site de Flamanville



TMJA : Trafic Moyen Journalier Annuel (nombre de véhicules moyen par jour calculé à partir des données sur une année)

TV : Tout Véhicule (y compris les PL)

PL : Poids Lourd

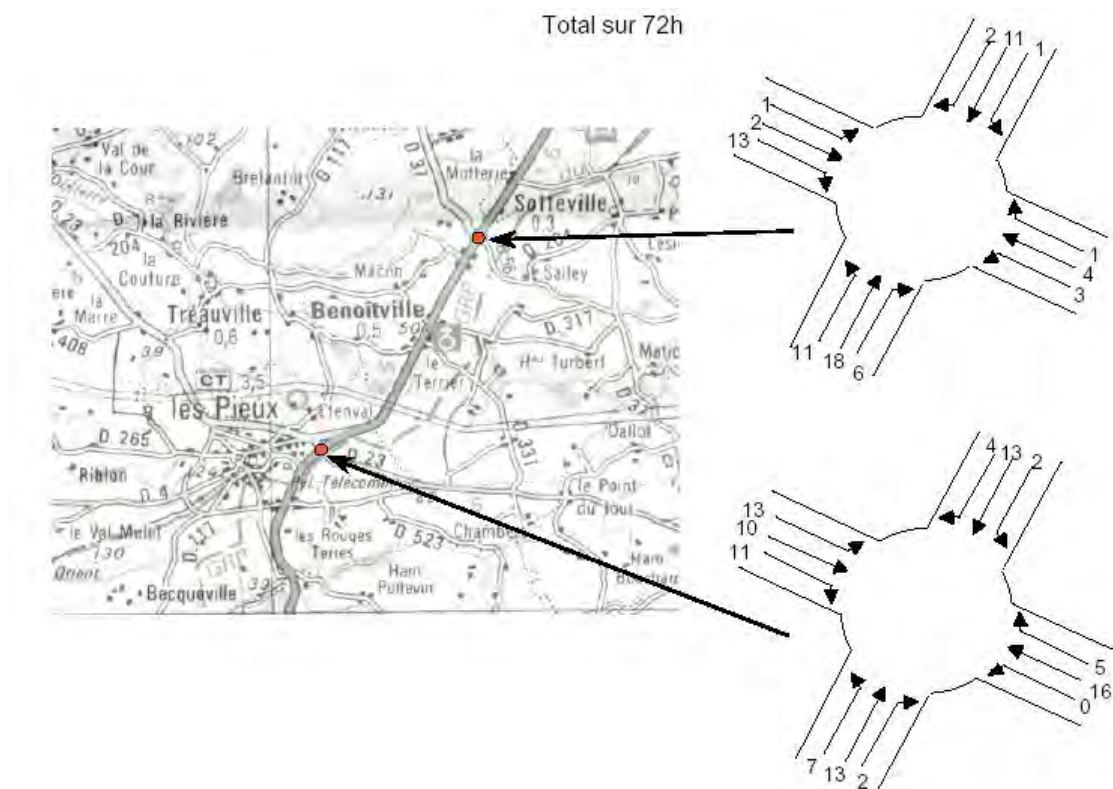


**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.2  
SECTION : -  
FIGURE : 2  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

2.2 FIG 2 : [ ]

2.2 FIG 3 : Mouvements du trafic du transport de matières dangereuses sur la somme des 72h







# EPR

## RAPPORT DE SÛRETÉ DE FLAMANVILLE

### VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE

SOUS CHAP : 2.2

SECTION : -

FIGURE : 4

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

2.2 FIG 4 : Canalisations de gaz à proximité de Flamanville



2.2 FIG 5 : Itinéraires transmanche en VFR autour du CNPE de Flamanville

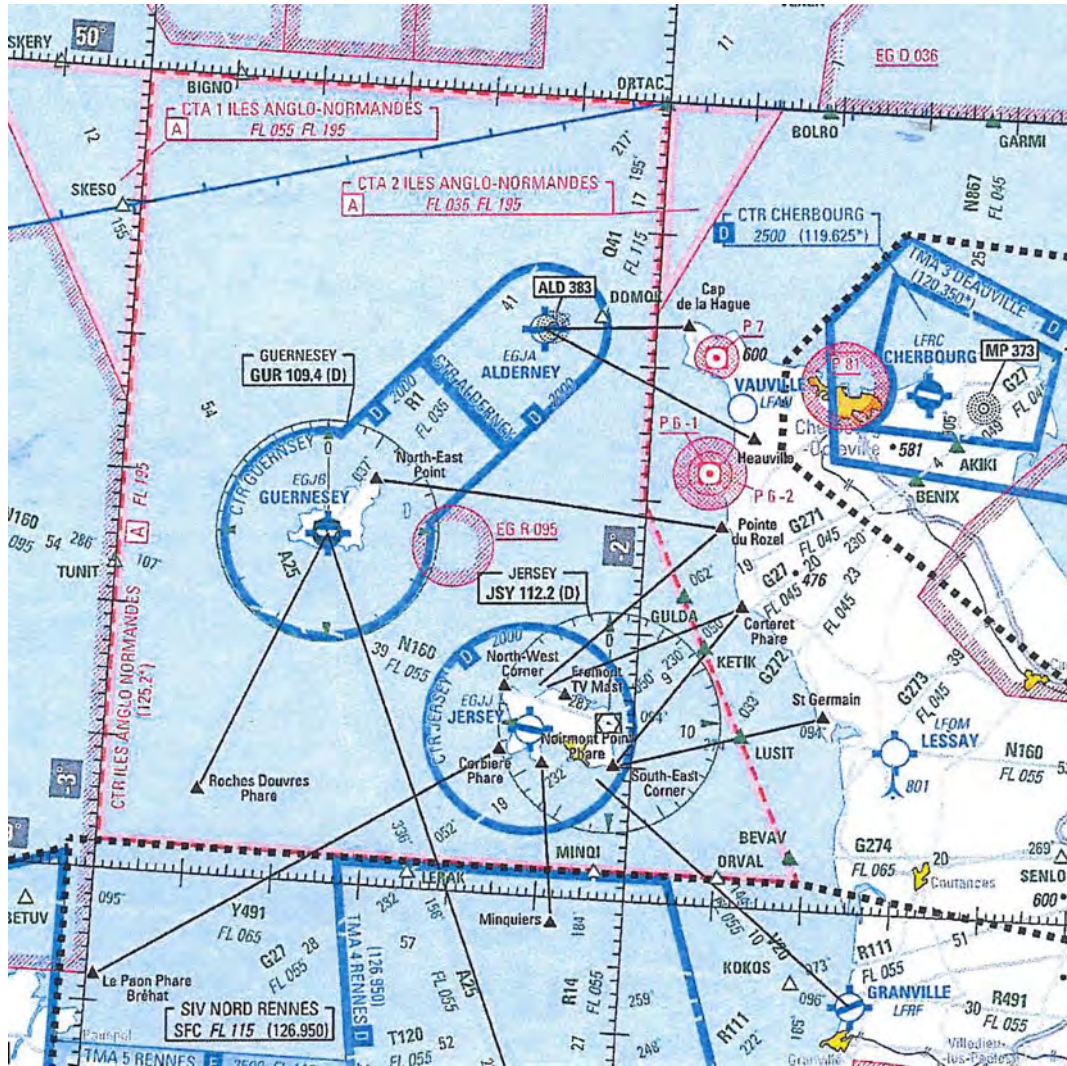
ENR 1.2-12

AIP

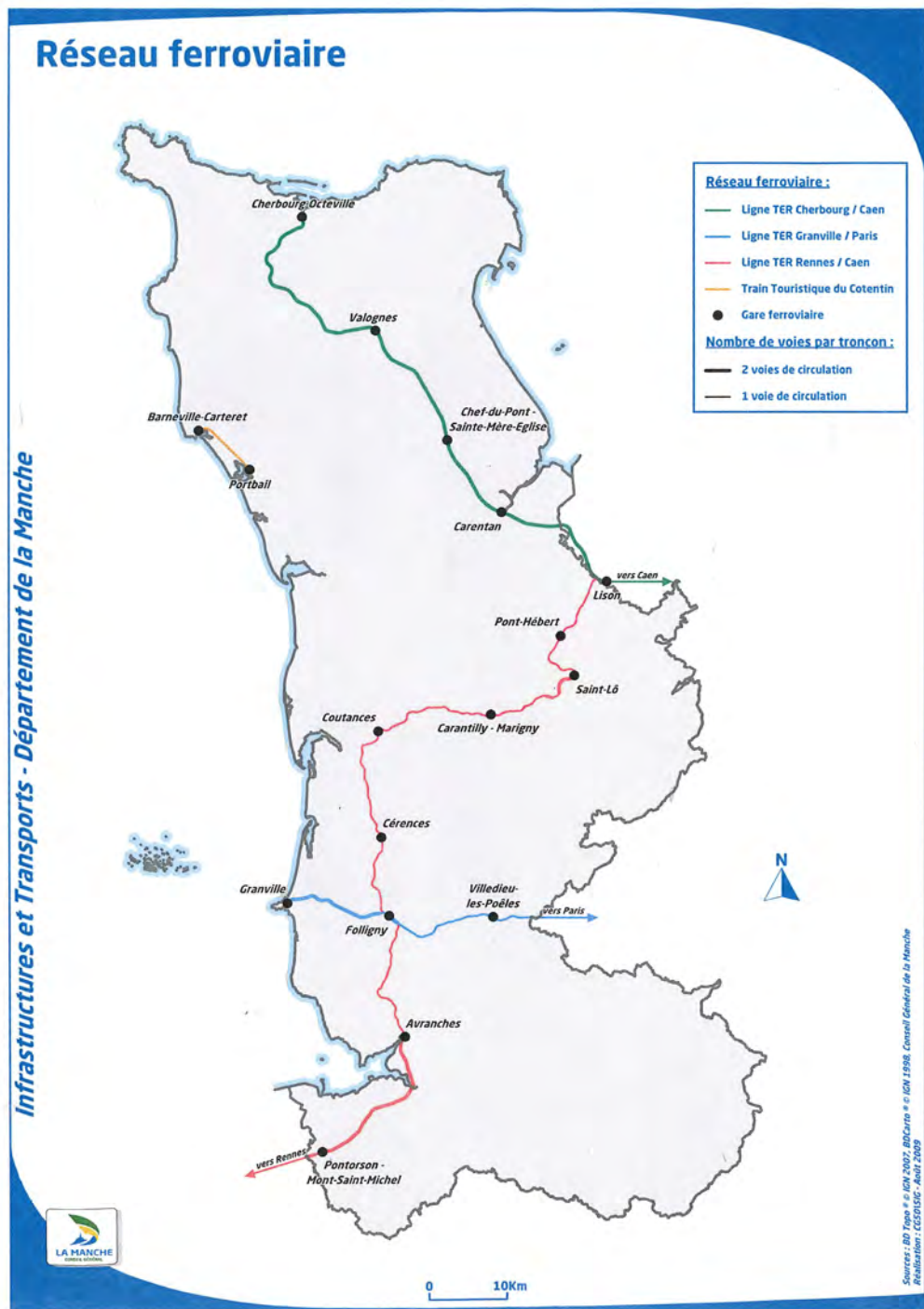
**FIR BREST**  
**ITINERAIRES TRANSMANCHE EN VFR - ILES ANGLO-NORMANDES - FRANCE**  
*Cross channel VFR routes - The channel islands - France*



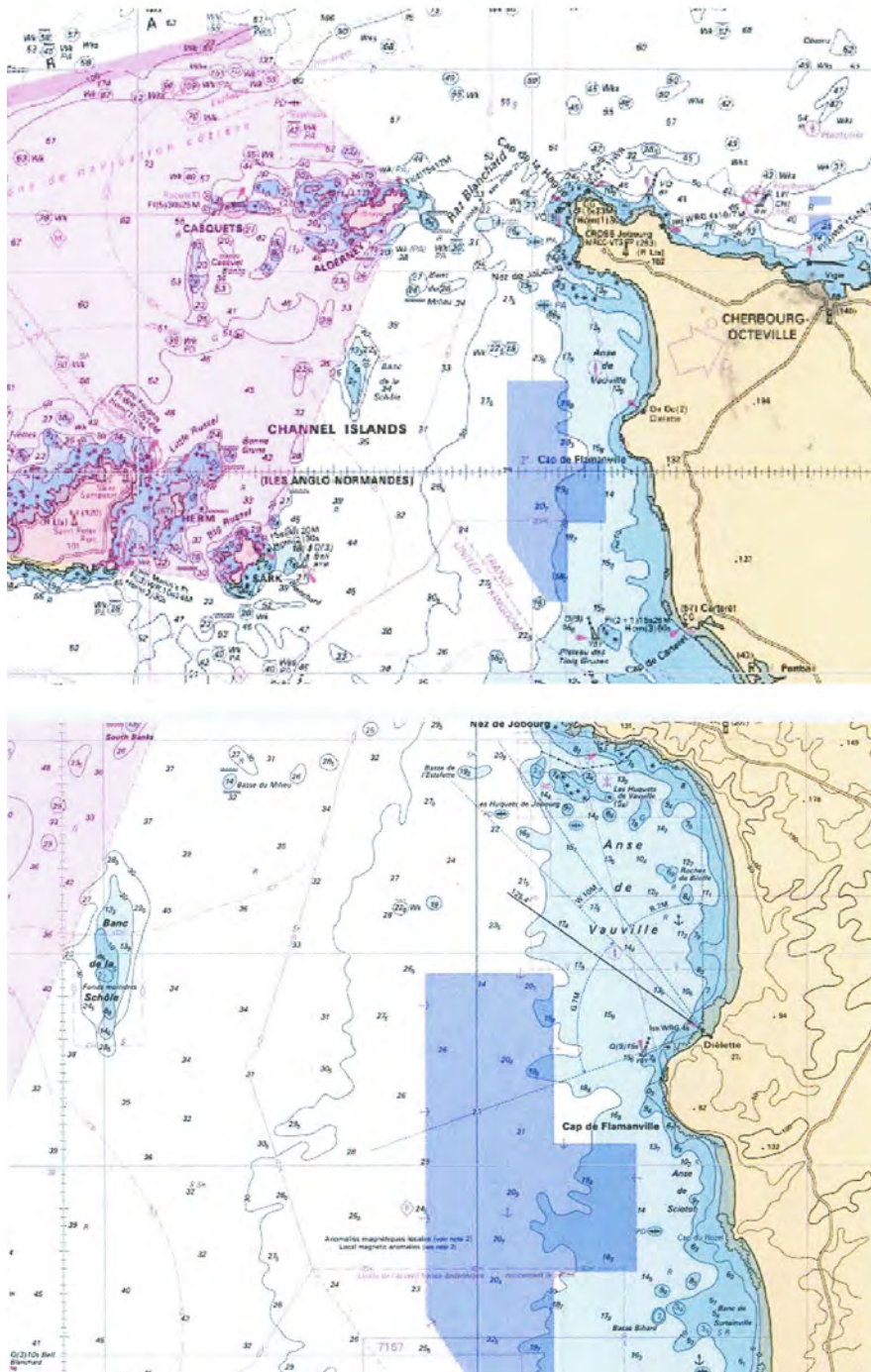
2.2 FIG 6 : Couloirs des circulations aériennes et zones d'aérodromes autour du CNPE de Flamanville



2.2 FIG 7 : Réseau ferroviaire aux environs de Flamanville



**2.2 FIG 8 : Dispositif de séparation du trafic des Casquets et zone de mouillage Ouest**  
**Cotentin**





## SOMMAIRE

<b>2.3. MÉTÉOROLOGIE .....</b>	<b>5</b>
<b>1. MÉTÉOROLOGIE LOCALE.....</b>	<b>5</b>
<b>1.1. ÉQUIPEMENT MÉTÉOROLOGIQUE DU SITE ET PARAMÈTRES MESURES</b>	<b>5</b>
<b>1.2. TRAJECTOIRE ET CARACTÉRISTIQUE DES VENTS.....</b>	<b>5</b>
<b>1.3. TEMPÉRATURE DE L'AIR .....</b>	<b>6</b>
<b>1.4. PRÉCIPITATIONS.....</b>	<b>6</b>
<b>1.5. HUMIDITÉ DE L'AIR .....</b>	<b>7</b>
<b>1.6. EVAPOTRANSPIRATION POTENTIELLE.....</b>	<b>7</b>
<b>2. MÉTÉOROLOGIE RÉGIONALE .....</b>	<b>7</b>
<b>2.1. TEMPÉRATURE DE L'AIR .....</b>	<b>7</b>
<b>2.2. PRÉCIPITATIONS.....</b>	<b>8</b>
<b>2.3. HUMIDITÉ DE L'AIR .....</b>	<b>8</b>
<b>2.4. TRAJECTOIRE ET CARACTÉRISTIQUES DES VENTS.....</b>	<b>8</b>
<b>2.5. INSOLATION.....</b>	<b>8</b>
<b>2.6. NEIGE - GEL- BROUILLARD.....</b>	<b>9</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.3

SECTION : -

PAGE : 2/9

FLAMANVILLE

**TABLEAUX :**

- 2.3 TAB 1 VALEURS MENSUELLES MOYENNES, MINIMALES ET MAXIMALES DE TEMPÉRATURE DE L'AIR – PÉRIODE 2002-2011 – SITE DE FLAMANVILLE
- 2.3 TAB 2 CUMULS MENSUELS DE PRÉCIPITATIONS – PÉRIODE 2002-2011 – SITE DE FLAMANVILLE
- 2.3 TAB 3 VALEURS MOYENNES MENSUELLES D'HUMIDITÉ RELATIVE – PÉRIODE 2002-2011 – SITE DE FLAMANVILLE
- 2.3 TAB 4 VALEURS MOYENNES MENSUELLES D'HUMIDITÉ ABSOLUE EN G/M<sup>3</sup> – PÉRIODE 2002-2011 – SITE DE FLAMANVILLE
- 2.3 TAB 5 VALEURS MOYENNES MENSUELLES D'EVAPOTRANSPIRATION POTENTIELLE– PÉRIODE 1992-2008 – STATION DE CHERBOURG-VALOGNES
- 2.3 TAB 6 VALEURS MENSUELLES MOYENNES, MINIMALES ET MAXIMALES DE TEMPÉRATURE DE L'AIR – PÉRIODE 2002-2011 – STATION DU CAP DE LA HAGUE
- 2.3 TAB 7 CUMULS MENSUELS DE PRÉCIPITATIONS – PÉRIODE 2002-2011 – STATION DU CAP DE LA HAGUE
- 2.3 TAB 8 VALEURS MOYENNES MENSUELLES D'HUMIDITÉ RELATIVE, PÉRIODE 2002-2011 – STATION DU CAP DE LA HAGUE
- 2.3 TAB 9 VALEURS MOYENNES MENSUELLES D'HUMIDITÉ ABSOLUE EN G/M<sup>3</sup> – PÉRIODE 2002-2011 – STATION DU CAP DE LA HAGUE
- 2.3 TAB 10 INSOLATION MENSUELLE CUMULÉE EN HEURES – PÉRIODE 2002-2011 – STATION DE CHERBOURG
- 2.3 TAB 11 NOMBRE MOYEN DE JOURS DE BROUILLARD, DE NEIGE ET DE GEL – PÉRIODE 2002-2011 – STATION DU CAP DE LA HAGUE

**FIGURES :**

- 2.3 FIG 1 ROSE DES VENTS - SITE DE FLAMANVILLE - TOUTES CONDITIONS À 20 M (PERIODE 2002-2011)
- 2.3 FIG 2 ROSE DES VENTS - SITE DE FLAMANVILLE - TOUTES CONDITIONS À 80 M (PERIODE 2002-2011)
- 2.3 FIG 3 ROSE DES VENTS PAR TYPE DE TEMPS À 20 M - SITE DE FLAMANVILLE (PERIODE 2002-2011)
- 2.3 FIG 4 ROSE DES VENTS - PAR TYPE DE TEMPS À 80 M - SITE DE FLAMANVILLE (PERIODE 2002-2011)



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.3

SECTION : -

PAGE : 3/9

FLAMANVILLE

2.3 FIG 5 ROSE DES VENTS RÉGIONALE TOUTES CONDITIONS À 10 M (PÉRIODE  
2002-2011)





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.3

SECTION : -

PAGE : 4/9

FLAMANVILLE



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.3

SECTION : -

PAGE : 5/9

FLAMANVILLE

## 2.3. MÉTÉOROLOGIE

Selon l'atlas climatique de la France, le climat régional est un climat océanique caractérisé par une faible amplitude thermique, avec des étés frais et des hivers doux et tempérés par la Manche.

Les données météorologiques sont issues du rapport d'EDF « Climatologie et conditions de dispersion du site de Flamanville » (2002-2011) de 2014. Ce rapport est basé sur les données fournies par la station météorologique du site de Flamanville (située à environ 80 m au-dessus du sol) et les stations Météo-France du Cap de La Hague (située à 10 m au-dessus du sol) et de Cherbourg-Valogne.

### 1. MÉTÉOROLOGIE LOCALE

#### 1.1. ÉQUIPEMENT MÉTÉOROLOGIQUE DU SITE ET PARAMÈTRES MESURES

La station météorologique du site de Flamanville est installée en sommet de falaise dans un secteur 200° à 300 m de la tranche 1 du centre de production nucléaire.

Les paramètres d'altitude sont mesurés grâce à un mât météo de 80 m situé sur la falaise. Une station automatique mesure les paramètres au sol.

Depuis janvier 1991, ces données sont enregistrées avec un pas horaire sur le serveur SEMENCE (SErveur MÉtéo National pour les sites nucléaires CEA et EDF) qui assure l'acquisition, le codage, le stockage au sein d'une base de données des observations météorologiques fournies notamment par tous les sites d'EDF. Les données de la base SEMENCE relatives au site de Flamanville et exploitées pour cette étude, couvrent la période de **janvier 2002 à décembre 2011**.

Il s'agit des paramètres suivants : direction et vitesse du vent à 20 m et 80 m (niveaux approximatifs des rejets), hauteur de précipitations, humidité relative, température sous abri (à 2 m au-dessus du sol) et températures à 20 m et à 80 m.

#### 1.2. TRAJECTOIRE ET CARACTÉRISTIQUE DES VENTS

Un bilan des caractéristiques des vents a été effectué sur les années 2002 à 2011 à 20 m et à 80 m du sol.

Les figures 2.3 FIG 1 et 2.3 FIG 2 donnent les roses des vents établies sur la période 2002-2011 aux niveaux 20 m et 80 m au sol.

Pour ce qui concerne l'orientation des vents à 20 m à Flamanville, on constate que les vents présentent plusieurs directions dominantes : un large secteur ouest qui totalise plus de 30% des vents à 20 m, un secteur est (12,9% des vents) et un secteur sud (13,5% des vents).

A 80 m, on retrouve les mêmes directions dominantes, si ce n'est que le secteur ouest est un peu plus étendu (180-300° contre 240-300° au sol).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.3

SECTION : -

PAGE : 6/9

FLAMANVILLE

On constate que la vitesse du vent à 20 m est, en moyenne, assez élevée, avec une valeur de 6,7 m/s, ce qui est relativement soutenu : les vents calmes et faibles sont quasi absents (respectivement 0,4 et 0,8%), les vents modérés et forts se partagent presque équitablement l'essentiel des vents (respectivement 57 et 41,8%).

Au niveau 80 m, les vents sont bien entendus plus forts : la vitesse moyenne est de 8,7 m/s et les vents forts représentent 60,3% des cas.

Les figures 2.3 FIG 3 et 2.3 FIG 4 donnent les roses des vents, établies sur la période 2002-2011, par type de temps aux niveaux 20 m et 80 m.

A 20 m, on constate que les vents de secteur est sont associés à des temps plus secs que la moyenne, tandis que ceux du secteur sud et ouest sont eux associés à des temps plus pluvieux que la moyenne. On voit, en particulier, que c'est uniquement la partie ouest sud-ouest (160-260°) qui est associée à des temps plus pluvieux que la moyenne.

Le renforcement des vents par temps de pluie est constaté pour les secteurs sud à ouest.

A 80 m, les mêmes observations sont faites que pour l'altitude 20 m : un large secteur sud à ouest (180-260°) est plus pluvieux que la moyenne tandis que les vents de secteur est, eux, sont plus secs que la moyenne.

Par ailleurs, on observe pour tous les secteurs un renforcement des vents par temps de pluie.

### **1.3. TEMPÉRATURE DE L'AIR**

Les valeurs mensuelles moyennes, maximales et minimales enregistrées à la station météorologique du CNPE de Flamanville pour les années 2002 à 2011 sont données dans le tableau 2.3 TAB 1.

La moyenne générale sur la période est de 11,7°C ; les moyennes annuelles varient très peu autour de cette valeur : on peut tout de même citer l'année 2010 qui est l'année la plus froide (10,6°C), tandis que les années 2007 et 2011 sont les années les plus chaudes (12,1°C et 12,2°C de moyenne).

Le mois de l'année globalement le plus froid est janvier (avec 6,8°C en moyenne) tandis que le mois globalement le plus chaud est août (17,0 °C de moyenne).

Les valeurs extrêmes obtenues au cours de la période 2002-2011 sont de - 4,5°C (le 09/01/2009) et de 33,0°C (le 05/08/2003) soit une amplitude maximale sur la période 2002-2011 de 37,5°C.

### **1.4. PRÉCIPITATIONS**

Les valeurs de cumuls mensuels mesurées sur les années 2002 à 2011 sont présentées dans le tableau 2.3 TAB 2.

Les cumuls annuels varient entre 590,4 mm (en 2004) et 917,2 mm (en 2009) avec une moyenne sur 10 ans de 796,9 mm. L'amplitude des cumuls annuels est donc de 446 mm, soit 52,2% du cumul moyen annuel.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.3

SECTION : -

PAGE : 7/9

FLAMANVILLE

Les variations saisonnières sont peu marquées (une période de 10 années ne suffit pas pour caractériser un profil pour ce paramètre). On peut tout de même noter deux mois pendant lesquels il pleut plus de 100 mm : novembre et décembre (respectivement 107 et 112,8 mm), et quatre mois pendant lesquels il pleut moins de 50 mm : avril, juin, août et septembre.

### **1.5. HUMIDITÉ DE L'AIR**

Le tableau 2.3 TAB 3 donne les valeurs en moyennes mensuelles de l'humidité relative pour la période de 2002 à 2011.

La valeur moyenne sur la décennie est de 81,9%, avec de faibles variations d'une année sur l'autre.

Le tableau 2.3 TAB 4 donne les valeurs en moyenne mensuelle de l'humidité absolue au cours de la période 2002-2011.

La valeur moyenne annuelle sur la décennie est de **8,83 g/m<sup>3</sup>**.

### **1.6. EVAPOTRANSPIRATION POTENTIELLE**

La valeur moyenne par mois et par an de l'évapotranspiration potentielle est calculée selon la méthode de Penmann (en mm) pour la station de Cherbourg. Le tableau 2.3 TAB 5 présente les valeurs mensuelle et annuelle au cours de la période 1992-2008.

## **2. MÉTÉOROLOGIE RÉGIONALE**

Les caractéristiques de la météorologie régionale sont fournies par les stations météorologiques du Cap de La Hague et de Cherbourg. Ces stations, exploitées par Météo-France, sont situées :

- à environ 22 km du site de Flamanville, à une altitude de 3 m (très proche de celle du site : 12 m) pour la station du Cap de la Hague ;
- à environ 26 km du site de Flamanville pour la station de Cherbourg.

### **2.1. TEMPÉRATURE DE L'AIR**

Les valeurs mensuelles moyennes, maximales et minimales enregistrées à la station météorologique du Cap de la Hague pour les années 2002 à 2011 sont données dans le tableau 2.3 TAB 6.

La moyenne générale sur la période est de 12,2°C ; les moyennes annuelles varient très peu autour de cette valeur : on peut tout de même citer l'année 2010 qui est l'année la plus froide (11,2°C), tandis que les années 2002 et 2007 sont les années les plus chaudes (12,6°C de moyenne).

Le mois de l'année globalement le plus froid est février (avec 7,6°C en moyenne) tandis que le mois globalement le plus chaud est août (17,3°C de moyenne).

Les valeurs extrêmes ponctuelles obtenues au cours de la période 2002-2011 sont de -4,5°C (le 09/01/2009) et de 28,3°C (le 19/06/2005) soit une amplitude maximale sur la période 2002-2011 de 32,8°C.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.3

SECTION : -

PAGE : 8/9

FLAMANVILLE

## 2.2. PRÉCIPITATIONS

Les valeurs de cumuls mensuels mesurées sur les années 2002 à 2011 sont présentées dans le tableau 2.3 TAB 7.

Les cumuls annuels varient entre 651,8 mm (en 2003 et 2004) et 895,8 mm (en 2002) avec une moyenne sur 10 ans de 753,4 mm. L'amplitude des cumuls annuels est donc de 244,0, soit 31,6% du cumul moyen annuel.

Les variations saisonnières sont peu marquées (nota : une période de 10 années ne suffit pas pour caractériser un profil pour ce paramètre). On peut tout de même noter deux mois pendant lesquels il pleut plus de 90 mm : novembre et décembre (respectivement 109,3 et 109,0 mm), et cinq mois pendant lesquels il pleut moins de 50 mm : avril, mai, juin, août et septembre (respectivement 32,7 mm, 47,8 mm, 44,3 mm, 44,5 mm et 39,3 mm).

## 2.3. HUMIDITÉ DE L'AIR

Le tableau 2.3 TAB 8 donne les valeurs en moyennes mensuelles de l'humidité relative pour la période de 2002 à 2011.

La valeur moyenne sur la période est de 82,6%, avec de faibles variations d'une année sur l'autre.

Le tableau 2.3 TAB 9 donne les valeurs en moyenne mensuelle de l'humidité absolue au cours de la période 2002 à 2011.

La valeur moyenne annuelle sur la période est de 9,20 g/m<sup>3</sup>.

## 2.4. TRAJECTOIRE ET CARACTÉRISTIQUES DES VENTS

Un bilan des caractéristiques des vents a été effectué sur les années 2002 à 2011 à 10 m du sol.

La figure 2.3 FIG 5 donne la rose des vents, établie sur la période 2002-2011 à 10 m du sol.

Pour ce qui concerne l'orientation des vents toutes conditions, le régime des vents dominants est assez proche de celui de Flamanville, même si les vents soufflent plus fort, en moyenne, au Cap de la Hague qu'à Flamanville : 7,2 m/s au lieu de 6,7 m/s .

Si on s'intéresse aux répartitions des vitesses de vent, les comportements des deux sites sont dans ce domaine relativement proche : 0,5% de vents calmes au Cap de la Hague contre 0,4% à Flamanville et il y a un peu plus de vents dans la classe des vents forts au Cap de la Hague qu'à Flamanville (43,3% contre 41,8%).

## 2.5. INSOLATION

Les valeurs mensuelles d'insolation cumulée en heures durant la période de 2002 à 2011, mesurées à la station de Cherbourg sont présentées dans le tableau 2.3 TAB 10.

L'insolation moyenne annuelle est de 1627,9 heures sur la période 2002 - 2011.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.3

SECTION : -

PAGE : 9/9

FLAMANVILLE

## **2.6. NEIGE - GEL- BROUILLARD**

Le tableau 2.3 TAB 11 donne, pour la station du Cap de la Hague, le nombre moyen de jours de brouillard, le nombre moyen de jours où le sol est « couvert de neige » (c'est-à-dire si plus de la moitié de sa surface est couverte de neige pendant tout ou partie de la journée) et le nombre moyen de jours de gel, par an et par mois, pour la période 2002 - 2011.

En moyenne sur 10 ans, on recense, à la station voisine du Cap de la Hague, 19 jours de brouillard, 4 jours de neige et 2 jours de gel par an.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.3  
SECTION : -  
TABLEAU : 1  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

**2.3 TAB 1 : VALEURS MENSUELLES MOYENNES, MINIMALES ET MAXIMALES DE  
TEMPÉRATURE DE L'AIR – PÉRIODE 2002-2011 – SITE DE FLAMANVILLE**

T°C	J	F	M	A	M	J	J	A	S	O	N	D
Moyenne	6,8	6,9	7,9	10,1	12,5	15,2	16,6	17,0	16,1	13,5	10,7	7,4
Minimale	-4,5	-3,4	-1,2	0,9	4,8	8,6	11,7	10,8	8,1	0,1	-2,8	-2,1
Maximale	13,3	13,9	19,8	23,9	26,3	28,3	30,8	33,0	27,7	25,4	17,7	14,1



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.3  
SECTION : -  
TABLEAU : 2  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

**2.3 TAB 2 : CUMULS MENSUELS DE PRÉCIPITATIONS – PÉRIODE 2002-2011 – SITE  
DE FLAMANVILLE**

Précipitations	J	F	M	A	M	J	J	A	S	O	N	D
Hauteur (en mm)	79,6	70,3	57,1	36,1	56,3	46,1	56,8	46,5	45,3	82,9	107,0	112,8





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.3  
SECTION : -  
TABLEAU : 3  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

**2.3 TAB 3 : VALEURS MOYENNES MENSUELLES D'HUMIDITÉ RELATIVE – PÉRIODE**

**2002-2011 – SITE DE FLAMANVILLE**

Humidité relative	J	F	M	A	M	J	J	A	S	O	N	D
Moyennes mensuelles (en %)	84,3	83,0	81,3	79,7	81,0	81,6	82,9	82,7	79,9	80,9	82,7	83,0



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.3  
SECTION : -  
TABLEAU : 4  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

**2.3 TAB 4 : VALEURS MOYENNES MENSUELLES D'HUMIDITÉ ABSOLUE EN G/M<sup>3</sup> –  
PÉRIODE 2002-2011 – SITE DE FLAMANVILLE**

Humidité absolue	J	F	M	A	M	J	J	A	S	O	N	D
Moyennes mensuelles (en g/m <sup>3</sup> )	6,60	6,50	6,77	7,53	8,89	10,53	11,67	11,95	10,95	9,60	8,24	6,75



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.3

SECTION : -

TABLEAU : 5

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

**2.3 TAB 5 : VALEURS MOYENNES MENSUELLES D'EVAPOTRANSPIRATION POTENTIELLE- PÉRIODE 1992-2008 – STATION DE CHERBOURG-VALOGNES**

**EVAPOTRANSPIRATION POTENTIELLE MENSUELLE ET ANNUELLE**

**HAUTEURS CUMULEES (en mm) - METHODE PENMANN**

Station : CHERBOURG-VALOGNES

ETP	J	F	M	A	M	J	J	A	S	O	N	D	Année
<b>2002/2008</b>	<b>12,3</b>	<b>18,6</b>	<b>41,2</b>	<b>68,1</b>	<b>90,7</b>	<b>109,2</b>	<b>112,0</b>	<b>95,3</b>	<b>58,8</b>	<b>29,1</b>	<b>11,8</b>	<b>9,8</b>	<b>656,9</b>
<b>1992/2008</b>	<b>11,6</b>	<b>18,0</b>	<b>40,2</b>	<b>64,2</b>	<b>91,8</b>	<b>106,5</b>	<b>109,6</b>	<b>93,5</b>	<b>55,2</b>	<b>29,4</b>	<b>11,9</b>	<b>9,8</b>	<b>641,7</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.3  
SECTION : -  
TABLEAU : 6  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

**2.3 TAB 6 : VALEURS MENSUELLES MOYENNES, MINIMALES ET MAXIMALES DE  
TEMPÉRATURE DE L'AIR – PÉRIODE 2002-2011 – STATION DU CAP DE LA HAGUE**

T°C	J	F	M	A	M	J	J	A	S	O	N	D
Moyenne	7,8	7,6	8,3	10,2	12,3	14,8	16,7	17,3	16,6	14,3	11,5	8,5
Minimale	-4,5	-2,0	-0,6	0,2	2,8	7,5	9,8	10,0	9,1	1,9	-1,6	-1,2
Maximale	13,6	16,0	18,2	21,5	25,2	28,3	25,8	28,0	28,2	28,0	18,0	14,6



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.3  
SECTION : -  
TABLEAU : 7  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

**2.3 TAB 7 : CUMULS MENSUELS DE PRÉCIPITATIONS – PÉRIODE 2002-2011 – STATION  
DU CAP DE LA HAGUE**

Précipitations	J	F	M	A	M	J	J	A	S	O	N	D
Hauteur (en mm)	78,3	70,7	51,1	32,7	47,8	44,3	50,8	44,5	39,3	75,8	109,3	109,0



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.3  
SECTION : -  
TABLEAU : 8  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

**2.3 TAB 8 : VALEURS MOYENNES MENSUELLES D'HUMIDITÉ RELATIVE, PÉRIODE  
2002-2011 – STATION DU CAP DE LA HAGUE**

Humidité relative	J	F	M	A	M	J	J	A	S	O	N	D
Moyennes mensuelles (en %)	82,9	82,2	81,7	82,6	84,4	84,9	85,5	83,9	80,5	80,1	81,4	81,6



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.3  
SECTION : -  
TABLEAU : 9  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

**2.3 TAB 9 : VALEURS MOYENNES MENSUELLES D'HUMIDITÉ ABSOLUE EN G/M<sup>3</sup> –  
PÉRIODE 2002-2011 – STATION DU CAP DE LA HAGUE**

Humidité absolue	J	F	M	A	M	J	J	A	S	O	N	D
Moyennes mensuelles (en g/m <sup>3</sup> )	6,93	6,69	6,99	7,88	9,20	10,80	12,12	12,41	11,45	9,98	8,53	7,09



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.3  
SECTION : -  
TABLEAU : 10  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

**2.3 TAB 10 : INSOLATION MENSUELLE CUMULÉE EN HEURES – PÉRIODE 2002-2011 –**  
**STATION DE CHERBOURG**

<b>Insolation</b>	<b>J</b>	<b>F</b>	<b>M</b>	<b>A</b>	<b>M</b>	<b>J</b>	<b>J</b>	<b>A</b>	<b>S</b>	<b>O</b>	<b>N</b>	<b>D</b>
Durées mensuelles (en heures)	49,7	78,1	115,4	183,5	185,8	220,5	211,2	192,7	169,8	101,8	64,6	54,6





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.3  
SECTION : -  
TABLEAU : 11  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

**2.3 TAB 11 : NOMBRE MOYEN DE JOURS DE BROUILLARD, DE NEIGE ET DE GEL –  
PÉRIODE 2002-2011 – STATION DU CAP DE LA HAGUE**

Mois	J	F	M	A	M	J	J	A	S	O	N	D	Année
Brouillard	1,3	1,0	3,1	1,8	3,2	1,9	2,5	2,3	0,7	0,2	0,4	0,5	18,9
Neige	1,1	1,6	0,3	0,1	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,5	0,8	4,4
Gel	1,1	0,5	0,1	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,1	0,5	2,3



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.3

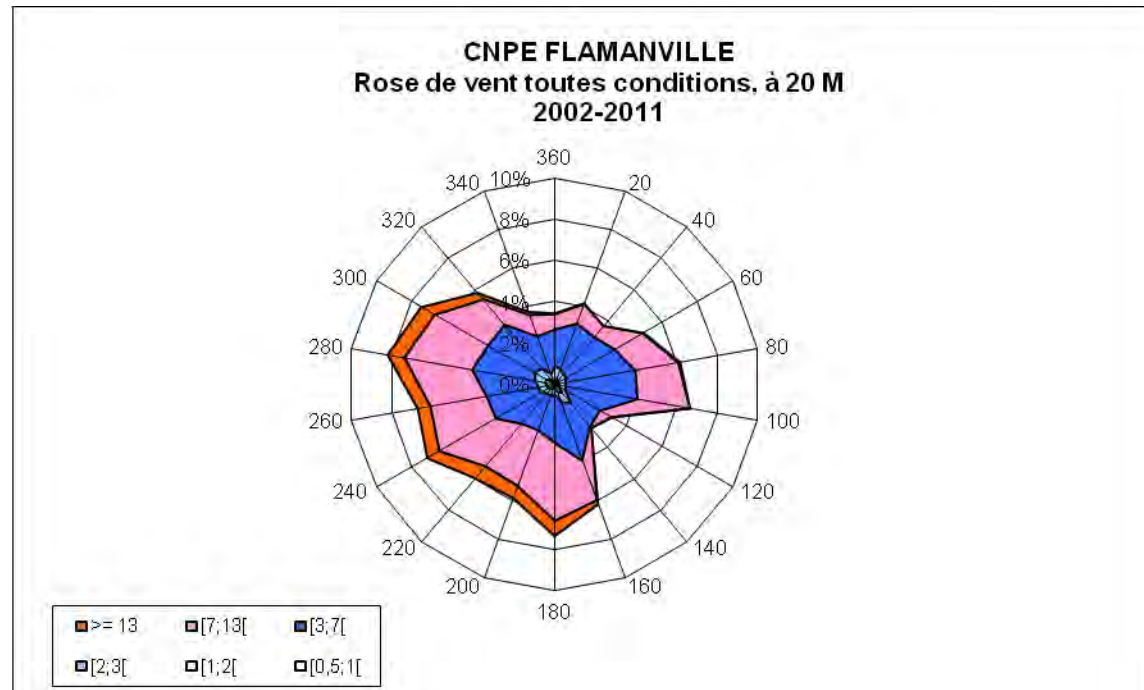
SECTION : -

FIGURE : 1

PAGE : 1/2

FLAMANVILLE

2.3 FIG 1 : ROSE DES VENTS - SITE DE FLAMANVILLE - TOUTES CONDITIONS À 20 M (PERIODE 2002-2011)





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.3

SECTION : -

FIGURE : 1

PAGE : 2/2

FLAMANVILLE

Hauteur : 20 m	Fréquence (pour 1000)								Vitesse moyenne par secteur (en m/s)
	Classe de vitesse de vent (en m/s)								
Secteur (en °)	Calmes	[0,5;1[	[1;2[	[2;3[	[3;7[	[7;13[	>= 13	Toutes	
20		0	2	5	24	10	0	42	5,3
40		0	2	4	24	7	0	37	5,0
60		0	2	4	28	15	1	50	5,9
80		0	2	3	35	21	1	62	6,3
100		0	2	4	35	26	0	67	6,2
120		0	2	3	20	6	0	32	5,1
140		1	4	7	14	1	0	28	3,4
160		1	3	6	30	21	2	62	6,2
180		0	2	3	23	38	7	73	8,2
200		0	2	4	18	29	6	59	8,0
220		0	2	4	18	27	7	59	8,1
240		0	3	5	25	32	7	71	7,6
260		1	3	5	25	28	6	68	7,4
280		1	4	5	31	34	8	82	7,5
300		1	4	7	26	30	8	75	7,4
320		0	3	7	28	16	4	58	6,3
340		0	1	3	20	11	2	37	6,2
360		0	2	6	18	7	1	34	5,1
Nb Observations	288	655	3554	6885	35611	28963	4835	80791	6,7
Repartition	0,4%	0,8%	4,4%	8,5%	44,1%	35,8%	6,0%		(Moyenne tous secteurs)



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.3

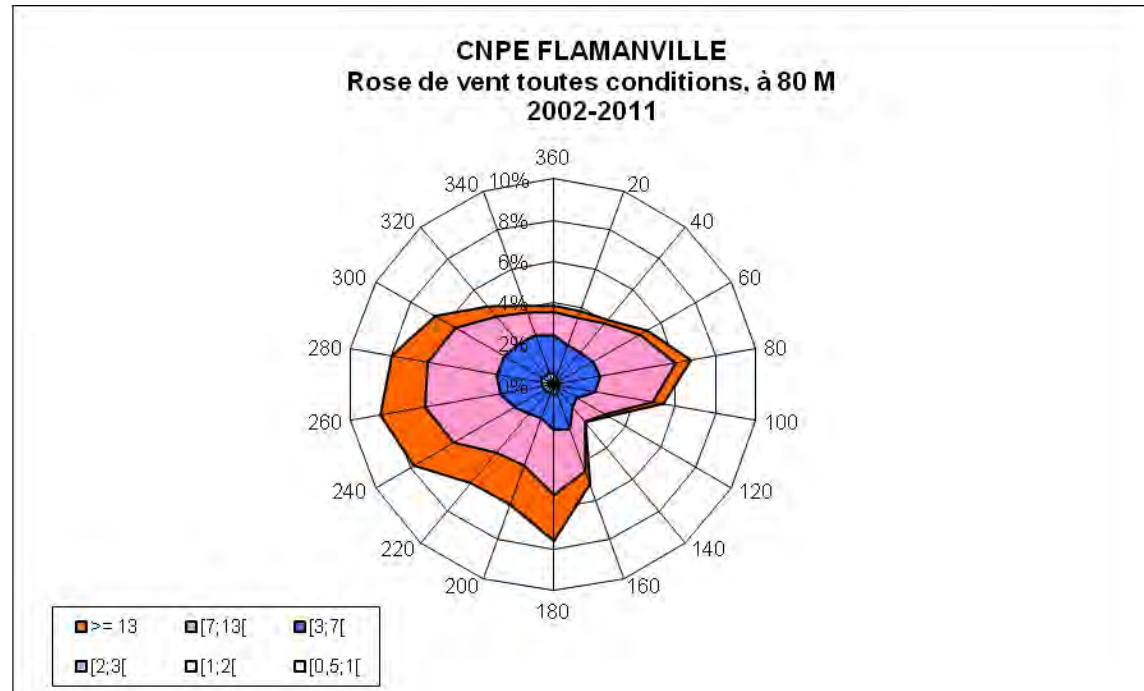
SECTION : -

FIGURE : 2

PAGE : 1/2

FLAMANVILLE

2.3 FIG 2 : ROSE DES VENTS - SITE DE FLAMANVILLE - TOUTES CONDITIONS À 80 M (PERIODE 2002-2011)





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.3

SECTION : -

FIGURE : 2

PAGE : 2/2

FLAMANVILLE

Hauteur : 80 m	Fréquence (pour 1000)								Vitesse moyenne par secteur (en m/s)
	Classe de vitesse de vent (en m/s)								
Secteur (en °)	Calmes	[0,5;1[	[1;2[	[2;3[	[3;7[	[7;13[	>= 13	Toutes	
20		0	1	2	17	14	3	38	7,2
40		0	1	2	17	18	2	41	7,2
60		0	1	2	19	26	4	52	7,8
80		0	1	2	20	37	8	68	8,5
100		0	1	2	17	28	5	54	8,3
120		0	1	1	10	16	2	31	7,9
140		0	1	2	10	9	0	24	6,3
160		1	2	2	18	22	7	51	8,1
180		0	1	2	18	32	22	76	10,2
200		0	1	2	13	25	20	62	10,4
220		0	2	3	13	25	19	63	10,2
240		0	2	3	17	35	22	79	10,2
260		0	2	3	21	37	22	86	9,8
280		1	2	4	22	34	18	80	9,3
300		0	2	4	21	27	11	66	8,4
320		0	2	3	21	17	6	49	7,5
340		0	2	4	19	11	3	41	6,5
360		0	2	4	19	11	3	38	6,5
Nb Observations	212	519	2221	3904	25367	34596	14381	81200	8,7
Repartition	0,3%	0,6%	2,7%	4,8%	31,2%	42,6%	17,7%		(Moyenne tous secteurs)



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.3

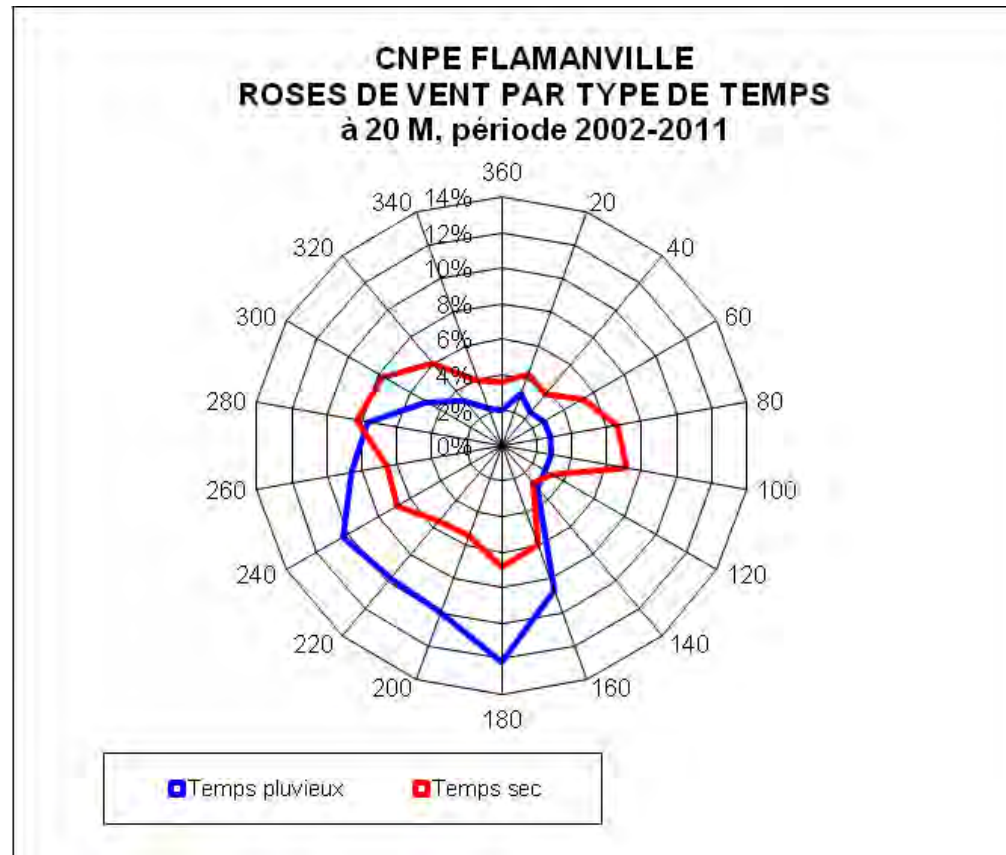
SECTION : -

FIGURE : 3

PAGE : 1/2

FLAMANVILLE

2.3 FIG 3 : ROSE DES VENTS PAR TYPE DE TEMPS À 20 M - SITE DE FLAMANVILLE (PERIODE 2002-2011)





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.3

SECTION : -

FIGURE : 3

PAGE : 2/2

FLAMANVILLE

Hauteur : 20 m	Temps sec		Temps pluvieux	
	Secteur (en °)	Fréquence (pour 1000)	Vmoy (en m/s)	Fréquence (pour 1000)
20	43	5,3	32	6,2
40	38	5,0	25	6,0
60	53	5,9	28	6,1
80	66	6,3	28	6,2
100	71	6,2	28	5,7
120	32	5,1	28	5,4
140	27	3,3	31	4,2
160	59	5,8	87	8,3
180	68	7,8	122	10,4
200	54	7,5	100	10,2
220	55	7,6	97	10,6
240	68	7,2	103	10,0
260	65	7,1	86	9,7
280	83	7,2	77	10,1
300	78	7,2	49	9,7
320	61	6,2	33	8,8
340	39	6,1	23	8,3
360	36	5,0	20	6,9
Vents calmes	4		2	
Nb observations	71391	6,4	8407	8,9
Répartition	89,5%		10,5%	



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.3

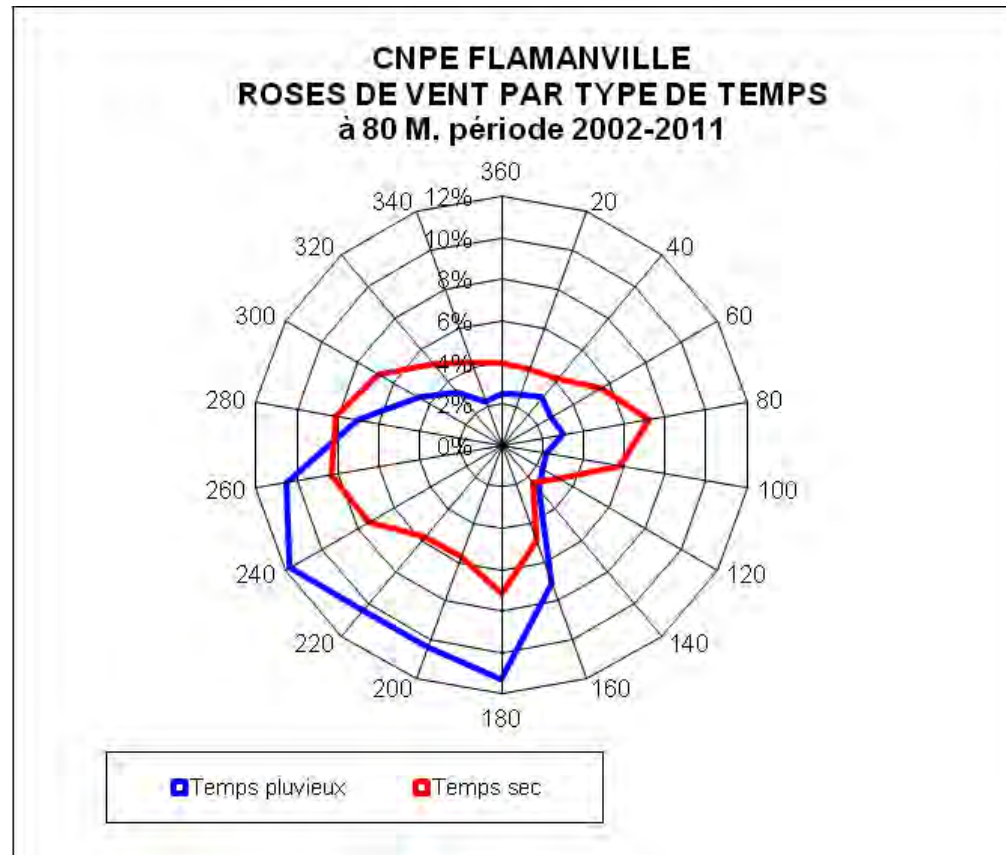
SECTION : -

FIGURE : 4

PAGE : 1/2

FLAMANVILLE

2.3 FIG 4 : ROSE DES VENTS - PAR TYPE DE TEMPS À 80 M - SITE DE FLAMANVILLE (PERIODE 2002-2011)







**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.3

SECTION : -

FIGURE : 4

PAGE : 2/2

FLAMANVILLE

Hauteur : 80 m	Temps sec		Temps pluvieux	
	Secteur (en °)	Fréquence (pour 1000)	Vmoy (en m/s)	Fréquence (pour 1000)
20	39	7,0	26	9,4
40	42	7,1	30	8,5
60	55	7,8	27	8,7
80	72	8,5	30	8,3
100	58	8,4	22	7,9
120	32	7,8	23	8,3
140	23	6,1	28	7,5
160	49	7,6	71	10,9
180	72	9,5	113	13,6
200	57	9,8	104	13,3
220	58	9,5	104	13,3
240	74	9,6	118	13,1
260	83	9,4	105	12,9
280	81	9,0	70	12,4
300	69	8,2	46	11,0
320	51	7,3	33	9,8
340	43	6,4	22	8,6
360	40	6,4	25	8,6
Vents calmes	3		2	
Nb observations	72307	8,3	8482	11,6
Répartition	89,5%		10,5%	



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.3

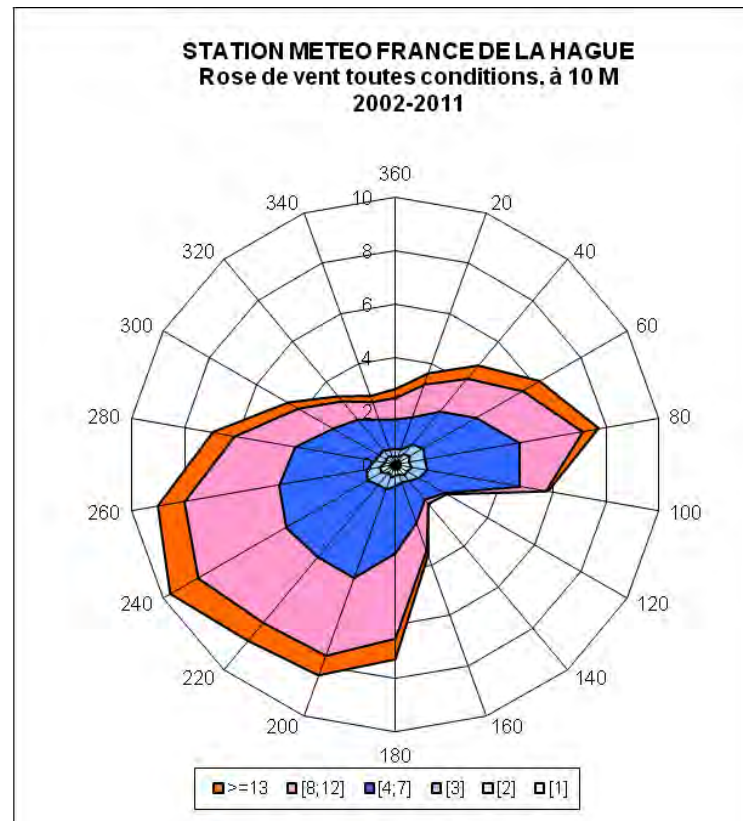
SECTION : -

FIGURE : 5

PAGE : 1/2

FLAMANVILLE

2.3 FIG 5 : ROSE DES VENTS RÉGIONALE TOUTES CONDITIONS À 10 M (PÉRIODE 2002-2011)





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.3

SECTION : -

FIGURE : 5

PAGE : 2/2

FLAMANVILLE

Hauteur 10 m	Fréquence (pour mille)								Vitesse moyenne par secteur
	Classes de vitesses de vent (m/s)								
	Calmes	[1]	[2]	[3]	[4;7]	[8;12]	>=13	Toutes	
20		1	2	3	13	13	4	37	7,4
40		2	3	5	16	16	6	47	7,5
60		2	4	6	23	20	7	61	7,5
80		2	3	6	36	24	6	78	7,1
100		2	4	6	35	10	1	58	5,4
120		2	3	5	11	1	0	23	4,0
140		2	3	3	9	2	0	20	4,3
160		2	2	3	16	11	2	36	6,6
180		1	3	4	25	32	8	73	8,0
200		2	3	5	35	31	8	84	7,5
220		1	3	6	35	32	9	88	7,6
240		2	4	6	35	38	12	97	8,0
260		2	4	5	33	36	10	89	7,9
280		1	3	4	30	23	8	69	7,6
300		1	3	3	20	15	4	47	7,2
320		1	3	3	15	9	2	34	6,6
340		1	2	3	12	7	2	28	6,3
360		1	2	3	11	8	3	28	6,9
<b>Nb Observations</b>	399	2226	4605	6666	34083	27377	7717	83073	7,2
<b>Repartition</b>	0,5%	2,7%	5,5%	8,0%	41,0%	33,0%	9,3%	100,0%	moyenne tous secteur



## SOMMAIRE

<b>2.4. HYDROGÉOLOGIE – HYDROLOGIE</b> .....	<b>3</b>
<b>1. HYDROGÉOLOGIE</b> .....	<b>3</b>
<b>1.1. CONTEXTE HYDROGÉOLOGIQUE AVANT TRAVAUX</b> .....	<b>3</b>
<b>1.1.1. NAPPE DE L'ARÈNE</b> .....	<b>3</b>
<b>1.1.2. NAPPE DU GRANITE</b> .....	<b>4</b>
<b>1.1.3. NAPPE DES CORNÉENNES</b> .....	<b>4</b>
<b>1.2. HYDROGÉOLOGIE DU SITE DE FLAMANVILLE 3</b> .....	<b>5</b>
<b>1.2.1. MODIFICATIONS APPORTÉES PAR LES TRAVAUX DE LA TRANCHE 3 5</b>	
<b>1.2.2. RELATIONS HYDROGÉOLOGIQUES ENTRE L'ARRIÈRE PAYS ET LE</b>	
<b>SITE</b> .....	<b>7</b>
<b>1.3. PHYSIONOMIE PRÉVISIONNELLE DE LA NAPPE APRÈS TRAVAUX</b> .....	<b>8</b>
<b>1.3.1. CARACTÉRISTIQUES HYDRODYNAMIQUES ESTIMÉES DES</b>	
<b>AQUIFÈRES</b> .....	<b>8</b>
<b>1.3.2. COMPORTEMENT PRÉVISIONNEL DE LA NAPPE PHRÉATIQUE</b> .....	<b>12</b>
<b>2. HYDROLOGIE CONTINENTALE</b> .....	<b>15</b>
<b>2.1. ÉLÉMENTS DESCRIPTIFS</b> .....	<b>15</b>
<b>2.2. UTILISATION DE L'EAU</b> .....	<b>16</b>
<b>3. OCÉANOGRAPHIE</b> .....	<b>17</b>
<b>3.1. ÉLÉMENTS DESCRIPTIFS</b> .....	<b>17</b>
<b>3.2. PARAMÈTRES NÉCESSAIRES AUX ÉVALUATIONS DE LA SÛRETÉ</b> .....	<b>17</b>
<b>3.2.1. LES MARÉES</b> .....	<b>17</b>
<b>3.2.2. LES COURANTS</b> .....	<b>19</b>
<b>3.2.3. LA HOULE</b> .....	<b>20</b>
<b>3.2.4. LA SÉDIMENTOLOGIE</b> .....	<b>21</b>
<b>3.3. PHYSICO-CHIMIE MARINE</b> .....	<b>21</b>
<b>3.3.1. GÉNÉRALITÉS</b> .....	<b>21</b>
<b>3.3.2. SUIVI HYDROÉCOLOGIQUE ANNUEL DES TRANCHES 1 ET 2 (2005 À</b>	
<b>2012)</b> .....	<b>22</b>
<b>3.4. UTILISATION DE L'EAU DE MER</b> .....	<b>23</b>
<b>3.5. RÉGIME THERMIQUE</b> .....	<b>23</b>
<b>LISTE DE RÉFÉRENCES</b> .....	<b>25</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4

SECTION : -

PAGE : 2/25

FLAMANVILLE

**TABLEAUX :**

2.4 TAB 1 DÉBITS CARACTÉRISTIQUES DU GRAND DOUET, DU PETIT DOUET ET DE LA DIÉLETTE

2.4 TAB 2 PRÉLÈVEMENTS EN EAU POTABLE, EN EAU INDUSTRIELLE ET EN EAU D'IRRIGATION DANS UN RAYON DE 10 KM AUTOUR DU SITE DE FLAMANVILLE (ANNÉE 2007)

2.4 TAB 3 NIVEAUX DES MARÉES AU PORT DE DIÉLETTE

2.4 TAB 4 STATISTIQUES DES SURCOTES EXTRÊMES SUR LE SITE DE FLAMANVILLE

2.4 TAB 5 STATISTIQUES DES DÉCOTES EXTRÊMES SUR LE SITE DE FLAMANVILLE

2.4 TAB 6 HAUTEURS STATISTIQUES DE HOULE SUR LE SITE DE FLAMANVILLE

2.4 TAB 7 COMPOSITION GRANULOMÉTRIQUE (% POIDS SEC) DES MESURES EFFECTUÉES SUR L'ESTRAN

**FIGURES :**

2.4 FIG 1 [ ]

2.4 FIG 2 COUPES TYPES DES DIGUES DE PROTECTION

2.4 FIG 3 RÉSEAU HYDROGRAPHIQUE

2.4 FIG 4 POINTS DE SURVEILLANCE ÉCOLOGIQUE DU SITE DE FLAMANVILLE



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4

SECTION : -

PAGE : 3/25

FLAMANVILLE

## 2.4. HYDROGÉOLOGIE – HYDROLOGIE

### 1. HYDROGÉOLOGIE

#### 1.1. CONTEXTE HYDROGÉOLOGIQUE AVANT TRAVAUX

Le massif granitique de Flamanville présente une couverture meuble et arable (arène granitique formée de sables plus ou moins argileux), d'une épaisseur de plusieurs mètres, issue de l'altération en place du granite.

Les aquifères potentiels sont par conséquent de deux types :

- Un aquifère superficiel constitué par l'arène, de type « granulaire », l'eau occupant les vides interstitiels (pores existant entre les grains de sables),
- Un aquifère plus profond constitué par le massif granitique proprement dit, de type « fissural », l'eau circulant à travers les discontinuités du massif rocheux (fissures, diaclases et failles).

Il n'existe pas de nappe réellement importante, tant dans le granite que dans l'arène, et par conséquent aucune carte n'a été établie à ce sujet.

En mer affleurent les cornéennes de l'auréole de métamorphisme de contact du batholite.

##### 1.1.1. Nappe de l'arène

Un inventaire réalisé à l'époque de la construction des tranches 1-2 (1979-1980) a recensé une centaine de puits sur la commune de Flamanville. Ces puits sont pour la plupart situés dans une bande parallèle à la côte. Cette bande de terrain est délimitée :

- à l'Ouest par la ligne de partage des eaux superficielles, en retrait de 500 m environ par rapport à la côte,
- à l'Est par la route départementale D4, en retrait de 1,5 km par rapport à la côte.

Ces puits avaient une profondeur de quelques mètres (maximum 14 m).

L'existence de ces puits prouve donc la présence d'une certaine quantité d'eau exploitable dans la couche d'arène. Cette nappe est située principalement dans la zone de transition<sup>1</sup>, entre l'arène et le granite. Elle se développe à la faveur de niveaux sableux d'extension et de productivité limitées. Le granite franc, moins perméable, constitue le plancher de cette nappe.

1. L'altération d'un massif granitique aboutit classiquement à un profil où se succède, de haut en bas :

- l'arène (sensu stricto) composée de sables grossiers plus ou moins argileux,
- une zone de transition, composée de boules de granite altéré, dans une matrice d'arène,
- le granite altéré,
- le granite sain.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4

SECTION : -

PAGE : 4/25

FLAMANVILLE

La nappe contenue dans l'arène est principalement alimentée par les eaux de surface. Les écoulements souterrains se font vraisemblablement dans des directions semblables à celles des eaux superficielles : à moins de 500 m de la côte, l'eau s'écoule vers la mer ; au-delà, elle s'écoule vers le Nord-Est en direction de la Diélette. Située plusieurs dizaines de mètres au-dessus des plus hautes eaux de la marée, cette nappe ne communique pas directement avec la mer.

Notons que la nappe de l'arène, bien que limitée vers le bas par le toit du granite sain (moins perméable en comparaison), contribue dans une faible mesure à l'alimentation de cet aquifère.

Sur le plateau surmontant le site, l'épaisseur d'arène varie entre 2,5 et 7,5 m d'épaisseur selon les emplacements des sondages.

### **1.1.2. Nappe du granite**

La nappe fissurale contenue dans le massif granitique trouve son exutoire dans la mer par l'intermédiaire des criques découpant la falaise granitique du cap de Flamanville. Dans la future zone du CNPE de Flamanville, le toit de cette nappe fissurale s'abaissait donc régulièrement du plateau vers la mer.

La base de cette nappe, qui se développe dans les fissures, failles et filons du rocher, correspond à l'interface entre le rocher décomprimé de subsurface, et le rocher sain et fermé situé plus en profondeur.

Du fait de la perméabilité et de la porosité faibles de cet aquifère, aucune source pérenne et significative, c'est-à-dire ayant un débit supérieur à plusieurs dizaines de litres par heure, n'a été recensée avant ni pendant les travaux de terrassement principaux des tranches 1 à 4.

### **1.1.3. Nappe des cornéennes**

Au droit du site, compte tenu de la forte pente du toit rocheux (de l'ordre de 3 à 4 %), les cornéennes correspondaient au platier rocheux, partiellement dégagé à marée basse.

Le contact granite / cornéennes correspondait grossièrement à la ligne moyenne du rivage (courbe de niveau 0 NGF). Le platier était dégagé à marée de mortes eaux jusqu'à une distance correspondant à la terminaison occidentale de la salle des machines de la tranche 3.

Compte tenu de sa fracturation et de sa stratification, ce massif de cornéennes présente une perméabilité de fissure. La nappe fissurale qui s'y développait était en équilibre avec les marées.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4

SECTION : -

PAGE : 5/25

FLAMANVILLE

## **1.2. HYDROGÉOLOGIE DU SITE DE FLAMANVILLE 3**

### **1.2.1. Modifications apportées par les travaux de la tranche 3**

#### **1.2.1.1. Travaux de terrassement**

Les travaux se sont déroulés en deux phases :

1. Les terrassements principaux des tranches 1 à 4 dans les années 1978/1979, comportant le déroctage en masse de la falaise granitique et la construction d'une plate forme gagnée sur la mer à [ ].
2. Les terrassements secondaires des tranches 1 à 4, visant à atteindre la cote de fondation des ouvrages. Ces terrassements secondaires ont été étalés sur deux périodes : 1993-1994, dans l'optique de la construction avortée de deux tranches N4 2<sup>ème</sup> train, et 2006-2008, pour la construction la tranche EPR.

##### **1.2.1.1.1. Terrassements principaux**

Les terrassements principaux des tranches 1 à 4 ont consisté à araser la falaise et à gagner une plate-forme sur la mer en réutilisant les déblais issus du minage de la falaise.

La falaise naturelle a été entaillée sur une surface d'environ 10 ha (130 m de large en moyenne, et environ 800 m de long), une partie des déblais de granite servant à gagner environ 40 ha sur la mer (approximativement 400 m de large et 1000 m de long). Six millions de m<sup>3</sup> de granite ont ainsi été déroctés.

Les travaux de terrassement principaux ont ainsi abouti à la réalisation d'une plate-forme abritant les tranches 1-2 existantes, ainsi qu'un emplacement dédié aux futures tranches 3-4.

La falaise actuelle, constituant la limite Est des terrassements, présente une hauteur moyenne d'environ 60 m.

##### **1.2.1.1.2. Terrassements secondaires**

Le début des terrassements secondaires des fouilles des tranches 3-4 eut lieu en 1993 pour un projet de construction de deux nouvelles tranches du palier « N4 2<sup>ème</sup> train ». Après la décision de suspendre ce projet de construction, les travaux de terrassement ont été arrêtés en 1994.

Les terrassements secondaires de la tranche EPR ont repris à l'été 2006. Compte tenu de la forte pente du toit rocheux (correspondant au platier naturel) vers la mer, ils ont consisté en :

- Le décapage des matériaux meubles (tout venant d'abattage de la falaise granitique) recouvrant l'emprise de la tranche, afin de mettre à nu le toit rocheux (229 000 m<sup>3</sup> de déblais meubles),
- Le déroctage à l'explosif du granite, permettant d'atteindre les cotes de fondation des ouvrages de l'îlot nucléaire, d'une partie de la salle des machines HM et du BLNC HF et la partie orientale des galeries et ouvrages enterrés,
- Le décapage de la frange altérée des cornéennes et la mise en œuvre de béton de blocage pour atteindre la cote de fondation des ouvrages : les deux tiers occidentaux de la salle des machines HM, et la partie occidentale des galeries et ouvrages enterrés,





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4

SECTION : -

PAGE : 6/25

FLAMANVILLE

- Le déroctage des cornéennes pour atteindre la cote de fond de fouilles des ouvrages de la station de pompage (HP HC), du bâtiment de collecte et de traitement des effluents HX et des conduites CRF.

Le volume de déblais rocheux a été de l'ordre de 330 000 m<sup>3</sup>, réparti comme suit ;

- Ilot nucléaire : 76 000 m<sup>3</sup>,
- HM : 67 000 m<sup>3</sup>,
- HP HC : 119 500 m<sup>3</sup>,
- Fouilles et galeries diverses : 65 000 m<sup>3</sup>.

Hormis le POE (HB), la plate forme d'évacuation d'énergie (HTP, HTE, HTS) et les bâtiments de stockage de gaz (HZ), aucun bâtiment n'a donc été fondé sur du remblai. Tous les bâtiments classés de sûreté reposent sur un béton de comblement ou sont directement fondés au rocher.

Les remblais de masse ont donc été limités aux fondations des ouvrages pré-cités : HB, HTP, HTE, HTS et HZ, ainsi qu'aux espaces inter bâtiments. Ils ont été obtenus par concassage des déblais du site (819 000 t) et ont permis la création d'une plate-forme à [ ] sur l'emprise de la tranche 3 et à l'emplacement d'une future tranche 4.

Ces remblais ont été disposés de la façon suivante :

- Sous la cote [ ], mise en place de remblais perméables et auto-filtrants. Il s'agit d'un remblai granulaire 4/80 mm obtenu par concassage. Par conception, ce remblai permet d'éviter tout risque d'évolution par entraînement des fines lors des inversions bi-quotidiennes de gradients, liées à la marée dans le chenal de prise,
- Au-dessus de la cote [ ], mise en place de remblais moins perméables, de divers types : remblai granulaire 0/70 mm et grave 0/50 mm traitée au liant routier.

#### **1.2.1.2. Dispositifs d'étanchéité**

La plate-forme du site, calée à [ ] NGF, est protégée de l'action de la houle par 1,5 km de digues.

Un dispositif d'étanchéité a ceinturé la tranche 3 pour permettre la mise hors d'eau des fouilles lors des travaux avec des débits d'exhaure acceptables.

La continuité de cette étanchéité a été détruite lors de la mise en eau du chenal (dépose du bouchon provisoire dit bouchon 2/3 qui fermait le chenal entre les tranches 2 et 3).

Ce dispositif consiste en (voir 2.4 FIG 1) :

- Une étanchéité dans la digue à la mer, parallèle à la côte, qui sépare la tranche de la mer. L'étanchéité de cette digue est uniquement requise en phase travaux. En phase d'exploitation de la tranche la fonction de la digue à la mer se limitera à une protection du chenal de prise contre la houle.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4

SECTION : -

PAGE : 7/25

FLAMANVILLE

- Deux branches en retour, plus ou moins perpendiculaires à la digue à la mer, se refermant vers la terre et englobées dans le remblai de la plate-forme :
  1. Une branche Sud qui sépare les tranches 1-2 des tranches 3-4. Le bouchon provisoire 2/3 se situait à l'extrémité Ouest de cette branche,
  2. Une branche Nord qui délimite au Nord l'enceinte des tranches 3-4.

L'étanchéité de ces digues est assurée par un noyau argileux (argiles dites de « Sainte-Croix ») entre [ ] (voir 2.4 FIG 2). La mise en place du noyau et son compactage étant impossible sous [ ] (terrains trop souvent immergés), l'étanchéité en profondeur a été obtenue au moyen d'une voile d'injection forée à travers la digue. Ce voile, pénétrant de 1 à 2 m dans le rocher était destiné à étancher :

- D'une part la portion de digue située entre la base du noyau [ ] et la base de la digue (cote minimale vraisemblable [ ] dans la zone aval de l'estran),
- D'autre part les premiers mètres du terrain de fondation, entre la base du remblai et le toit du rocher (rocher altéré, ainsi que les poches de sables et graviers situés entre les indentations du rocher).

Le voile d'étanchéité a été réalisé en 1979 (branche Sud) et en 1993 (digue à la mer et branche Nord), puis régénéré localement en 1993 (branche Sud) et 2006/07 (digue à la mer et branche Sud).

#### **1.2.1.3. Dispositif de drainage**

Le site de Flamanville ne comporte pas de drain en pied de falaise. En effet, du fait de la faible perméabilité et porosité du massif granitique, les venues d'eau douce provenant du plateau et pouvant trouver leur exutoire au niveau des fouilles des tranches 1 à 4 se sont avérées très faibles. Il n'a donc pas été jugé nécessaire de réaliser un drain situé en pied de falaise permettant de les intercepter.

#### **1.2.1.4. Pompages permanents ou quasi-permanents sur le site**

Il n'existe aucun pompage permanent de la nappe dans les enceintes géotechniques des tranches 1-2 et 3-4, ni aux abords immédiats du site de Flamanville.

### **1.2.2. Relations hydrogéologiques entre l'arrière pays et le site**

- Compte tenu de la situation géographique de la tranche 3, ainsi que d'une manière générale du CNPE du Flamanville :
  - situé en pied de falaise (plate-forme calée à [ ], le niveau de l'arrière pays étant situé entre les [ ] au Nord-Est du site, et [ ] au Sud-Est du site),
  - situé à l'aval de la ligne de partage des eaux superficielles (ligne parallèle à la côte, située à 500 m environ à l'intérieur des terres),
  - fondé sur le granite sain dont on sait qu'il ne constitue pas un aquifère productif du fait de caractéristiques hydrauliques insuffisantes (porosité et perméabilité faibles à très faibles),
- Compte tenu de la profondeur maximale (14 m) des puits recensés en haut de la falaise, et de l'aquifère que ces derniers intéressent (aquifère superficiel des arènes),



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4

SECTION : -

PAGE : 8/25

FLAMANVILLE

- Compte tenu du sens d'écoulement de la nappe fissurale du granite qui s'effectue depuis la terre, en direction de la mer,

il n'existe aucun risque de pollution des captages situés à proximité du site, consécutif à un déversement accidentel d'un polluant au droit de la tranche EPR, ainsi que d'une manière générale du CNPE de Flamanville.

### **1.3. PHYSIONOMIE PRÉVISIONNELLE DE LA NAPPE APRÈS TRAVAUX**

**Préambule** : les travaux ont fortement perturbé la physionomie de la nappe, en particulier par la mise hors d'eau des fouilles. La physionomie de la nappe après travaux décrite ci-dessous correspond à la physionomie attendue, à partir de la connaissance géologique du site et des résultats des études.

La configuration hydrogéologique de la tranche 3 est analogue à celle qui règne en tranches 1-2.

Toutefois, des différences existent entre la nappe baignant la plate forme des tranches 1 et 2 et la nappe qui baignera la tranche 3. Ces différences sont liées à des différences entre les plans masses, les niveaux de fond de fouilles des bâtiments et le mode de fondation de certains bâtiments des trois tranches.

Dans ce qui suit, on entend par nappe « phréatique », la nappe à surface libre, qui baigne les deux aquifères que sont le remblai et le massif rocheux (granite et cornéenne) servant de fondation aux ouvrages des îlots nucléaires.

Les conditions aux limites aval correspondent au niveau de la mer dans le chenal :

- Plus Hautes Eaux (PHE) : +5,88 NGF (correspondant à un coefficient de marée de 120 soit +10,80 Cote Marine). Une surcote de 75 cm destinée à prendre en compte l'effet de serre sur 60 ans conduit à une cote PHE de + 6,63 NGF.
- Plus Basses Eaux (PBE correspondant à un coefficient de marée de 120, sans intégration de la surcote atmosphérique) : -4,92 NGF (correspondant à 0 CM).
- PHES (Cote Majorée de Sécurité) : +8,54 NGF.
- PBES : -6,05 NGF.

Les conditions aux limites amont correspondent au débit d'apport en eau douce en provenance du plateau granitique, au travers des fractures du granite.

#### **1.3.1. Caractéristiques hydrodynamiques estimées des aquifères**

##### **1.3.1.1. La nappe dans le granite**

L'anticipation du comportement hydraulique du massif rocheux aurait nécessité un levé très particulier de la fracturation (soulignant les modes d'intersection des réseaux de fractures, la fraction circulante des fractures montrée par les suintements, les longueurs des traces de fractures,...) en fond de fouille. Ce levé aurait été incompatible avec les délais de réalisation des ouvrages et avec les conditions de chantier.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4

SECTION : -

PAGE : 9/25

FLAMANVILLE

Quelques suintements ont été relevés sur les talus du chantier. L'évolution permanente de l'état de terrassement n'a pas permis d'effectuer un cumul précis des venues d'eau au travers le granite. En outre, les conditions de chantier étaient peu favorables au repérage des zones de venues d'eau. Dans tous les cas, les débits unitaires ne dépassaient pas quelques litres/minutes.

La perméabilité du granite est une perméabilité de fissures. Elle diminue très rapidement au-delà des quelques mètres de profondeur, ce qui correspond à la frange de rocher endommagé par les effets arrière de tirs de mine, en particulier les tirs de masse réalisés en 1979-80 lors de l'abattage de la falaise du site.

Compte tenu des limites vibratoires très strictes imposées par la proximité de la tranche 2 en fonctionnement lors des opérations de déroctage de la tranche 3, on peut raisonnablement penser que les effets arrière des tirs réalisés en 2006/2007 n'ont pas raisonnablement affecté la perméabilité du massif sain sous l'emprise des ouvrages de la tranche 3.

Seize essais Lugeon ont été réalisés sur quatre sondages carottés inclinés de 45° préalablement carottés et qui ont ensuite été équipés en piézomètres. Le choix des zones testées a été fait en fonction du levé géologique des fractures. Seules les zones fracturées ont été testées :

- Diaclases sèches : moyenne 0,4 UL (minimum : 0 UL, maximum 0,8 UL),
- Diaclases ouvertes et imparfaitement recristallisées (2 essais) : 3,75 et 6,3 UL,
- Diaclases montrant des signes plus ou moins flagrants d'altération hydrothermale : 0,64 UL (min = 0 UL, max = 2 UL).

Les zones ayant subi des phénomènes d'altération hydrothermale (apparaissant comme une passée de granite altéré et non plus comme une fracture) n'ont pas été testées. Leur cortège de phyllosilicates les rend étanches.

Le débit cumulé entrant par les fissures du talus rocheux Est de la tranche, situé en pied de falaise, a été estimé à quelques m<sup>3</sup>/h (avec le gradient hydraulique correspondant aux conditions du chantier, nappe rabattue par pompage). Ces venues d'eau étaient essentiellement localisées sur quelques rares joints peu pentés « décomprimés ».

Le mode de perméabilité du massif rocheux (perméabilité de fracture) rend délicate toute caractérisation de la perméabilité d'ensemble. L'effet d'échelle est très important entre la perméabilité d'une fracture et la perméabilité en grand équivalente sous l'ouvrage.

L'exercice a toutefois été effectué pour estimer la perméabilité du massif, dans le sens Est Ouest, à l'échelle décamétrique, en s'appuyant sur les informations issues du levé géologique du fond de fouille.

Cet exercice a été mené en considérant les hypothèses suivantes :

- Les joints et fractures du granite sont assimilés à des plans subverticaux,
- 1 UL est équivalent à 1,7.10<sup>-7</sup> m/s, 0 UL à 1.10<sup>-8</sup> m/s, de façon conservative.

Sur une distance de 10 m, on trouve la répartition suivante :

- Sur une largeur de 1 m, une diaclase ouverte et imparfaitement recristallisée, correspondant à une perméabilité de 9.10<sup>-7</sup> m/s, paramétrée entre 6 et 11.10<sup>-7</sup> m/s,



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4

SECTION : -

PAGE : 10/25

FLAMANVILLE

- Plusieurs diaclases sèches, correspondant à une bande de 5 m de perméabilité  $0,7 \cdot 10^{-7}$  m/s, paramétrée entre 0,1 et  $1,4 \cdot 10^{-7}$  m/s,
- Plusieurs diaclases montrant des signes plus ou moins flagrants d'altération hydrothermale, sur une bande de 3 m de largeur, avec une perméabilité de  $1 \cdot 10^{-7}$  m/s, paramétré entre  $0,1 \cdot 10^{-7}$  m/s et  $3,4 \cdot 10^{-7}$  m/s,
- Une bande avec altération hydrothermale riche en phyllosilicates de 1m de largeur, de perméabilité  $1,7 \cdot 10^{-7}$  m/s (paramétrée entre 0,1 et  $2 \cdot 10^{-7}$  m/s).

Selon ces hypothèses, la perméabilité équivalente au débit transitant à cette échelle décimétrique vaut  $1,7 \cdot 10^{-7}$  m/s, paramétrée entre 0,7 et  $3 \cdot 10^{-7}$  m/s.

Une forte anisotropie régit la perméabilité horizontale, puisque l'essentiel des fissures affectant le massif granitique correspond à des fractures verticales d'orientation grossièrement Est-Ouest. La perméabilité horizontale dans la direction Est-Ouest est donc supérieure à la perméabilité horizontale dans la direction Nord-Sud.

On retiendra donc les perméabilités horizontales à grande échelle suivantes pour le granite :

- de l'ordre de  $10^{-5}$  m/s dans la frange décomprimée par les tirs (jusqu'à [ ] en pied de falaise),
- $2 \cdot 10^{-7}$  m/s en grand dans la masse et en profondeur et dans la direction Est Ouest,
- très faible dans le sens Nord-Sud.

Ces faibles valeurs de perméabilité limitent la mise en charge des fractures en sous face de radier des ouvrages. Les valeurs de sous-pressions sous les ouvrages sont donc pratiquement indépendantes des fluctuations du niveau de la nappe liées aux marnages des marées (de faible durée eu égard aux valeurs de perméabilité mesurées). Les niveaux piézométriques sous les radiers fluctuent donc très peu autour de la valeur moyenne de la nappe qui varie selon les ouvrages considérés.

Les niveaux statiques mesurés en pied de la falaise granitique du site sont compris entre [ ]. Ces mesures ont été effectuées avant le début des terrassements qui ont ensuite perturbé la piézométrie de la zone (par rabattement de la nappe). Les piézomètres ont ensuite été détruits ce qui ne permet pas de bénéficier d'un historique. Des piézomètres équivalents devront être reforés à l'issue des travaux.

Ce niveau est supérieur au niveau des Plus Hautes Eaux. Cela signifie que dans tous les cas de figure, les écoulements sont dirigés depuis la falaise (Est) vers la mer (Ouest).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4

SECTION : -

PAGE : 11/25

FLAMANVILLE

### 1.3.1.2. La nappe dans les cornéennes

Les données disponibles sont des données très ponctuelles en sondages verticaux (essais Lugeon) et ne sont pas forcément représentatives de la perméabilité globale du terrain (données ponctuelles avec un nécessaire effet d'échelle, associé à un effet d'orientation car les forages verticaux investiguent très mal l'importante fracturation subverticale des cornéennes). Ces essais Lugeon sont en outre restreints à la zone du chenal :

1. Essais Lugeons réalisés au travers du bouchon en 1993 :
  - En dessus de -11 NGF (soit 5 m de couverture rocheuse) : les valeurs Lugeon varient entre 0 et 40 UL, moyenne 15 UL,
  - En dessous de -16NGF, les valeurs Lugeon varient entre 0 et 13 UL, moyenne 3 UL (4 essais).
2. Essais Lugeon réalisés dans le sondage SC2005-7 dans l'axe du puits à terre :
  - 141 l/min à 6 bars de pression entre -10 et -15 NGF (soit 5 à 10 m de couverture rocheuse),
  - aucune absorption entre -20 et -25 NGF,
  - dans ce même sondage, la cote où disparaît l'altération des pyrites (c'est à dire la cote en dessous de laquelle l'eau ne circule plus) est globalement supérieure à - 25 NGF.

Ces faibles valeurs de perméabilité ont été confirmées lors du creusement des ouvrages de démarrage du tunnelier forant la galerie de rejet en mer, où les venues d'eau étaient réduites à quelques venues d'eau localisées, en particulier sous le puisard chantier à l'intersection avec un filon d'aplite aux épontes très fracturées.

Compte tenu de l'orientation de la stratification, orientée N30°E, c'est-à-dire parallèle au trait de cote et subverticale, on peut raisonnablement penser que la perméabilité en grand du massif présente une anisotropie horizontale marquée. La perméabilité est probablement supérieure dans la direction Nord Sud que dans la direction Est-Ouest.

Les cornéennes présentent une fracturation globalement plus importante et une altération plus marquée que le granite, ce qui leur confèrent probablement les caractéristiques hydrodynamiques suivantes :

- Perméabilité horizontale en grand  $10^{-6}$  m/s dans la direction Nord-Sud et dans la frange de terrain située sous les ouvrages,
- Porosité efficace : 2 à 3 %.

Les niveaux piézométriques mesurés temporairement en 2006 au démarrage des travaux de terrassement, dans la frange décomprimée des cornéennes, étaient dépendants des niveaux de mer, par l'intermédiaire de la nappe des remblais.

### 1.3.1.3. La nappe des remblais

On distingue le tout venant d'abattage de la falaise granitique en 1978-79 des remblais mis en place en 2007-2009 autour des ouvrages de la tranche 3.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4

SECTION : -

PAGE : 12/25

FLAMANVILLE

### **1.3.1.3.1. Remblais autour des ouvrages de la tranche 3**

Trois types de remblai sont mis en place autour des ouvrages de la tranche 3 :

1. Remblai N1, mis en place sous la cote [ ]. La granulométrie de ce remblai (4/80 mm) lui confère une perméabilité très élevée, de l'ordre de  $10^{-1}$  m/s. Sa porosité totale est de l'ordre de 18 %,
2. Remblai de type N3, mis en place au-dessus de la cote [ ]. Sa granulométrie et sa compacité lui confèrent une perméabilité de l'ordre de  $10^{-3}$  m/s. Sa porosité totale est de l'ordre de 11 %,
3. Remblai N2t à base de stériles (0/50 mm) traités au liant routier. Par rapport aux autres remblais, ce remblai de contact est considéré comme étanche. Il a été mis en place contre les ouvrages (remblai de contact) ou en masse au-dessus de [ ] (sauf sous HB).

### **1.3.1.3.2. Tout venant d'abattage de la falaise granitique**

Ce matériau constitue le remblai de la plate-forme de la tranche 2, au moins à proximité de la limite avec la tranche 3. Il est également présent, de façon disparate, dans la plate-forme située à l'emplacement d'une hypothétique tranche 4.

Il s'agit d'un matériau mal gradué à granulométrie étalée, très hétérogène au sens granulométrique du terme et contenant une part non négligeable de gros éléments : 57 % des grains ont une taille supérieure à 60 mm. Certains blocs présentent un diamètre supérieur à 1,5 m. Des observations piézométriques, réalisées pour le dimensionnement d'ouvrages de soutènement provisoires de chantier, ont montré que ce remblai était extrêmement perméable (perméabilité localement supérieure à  $10^{-1}$  m/s). En particulier, des mesures dans un piézomètre implanté dans la plate-forme de la tranche 2, au delà du retour Sud, ont montré que le niveau piézométrique suivait sans aucun amortissement et décalage temporel le niveau de la mer dans le chenal pourtant situé à 70 m plus à l'ouest.

## **1.3.2. Comportement prévisionnel de la nappe phréatique**

Il faut en premier lieu remarquer qu'un ensemble de galeries et de bâtiments fondés au rocher, et orientés Nord Sud (galeries HGX HGL HGM HGC HGI : tronçons [ ] au Nord, HM en partie centrale et HF et galerie inter-tranche au Sud) constitue une sorte de « barrage » aux écoulements, séparant le site en deux zones hydrogéologiquement distinctes :

- la zone de l'îlot conventionnel, située à l'Ouest de ce « barrage »,
- la zone de l'îlot nucléaire, située à l'Est de ce « barrage ».

### **1.3.2.1. Physionomie attendue de la nappe autour de l'îlot conventionnel**

Le niveau d'eau dans la zone de l'îlot conventionnel est conditionné :

- Par le niveau d'eau dans le chenal, qui suit directement le cycle des marées,
- Par la surface de berge du chenal qui est « imperméabilisée »,
- Par la perméabilité élevée des remblais en grande masse mis en place sous [ ].

Le front HCA-HCB-HP peut être considéré comme étanche, tous les bâtiments étant fondés au rocher, à grande profondeur, sur des cornéennes massives et serrées.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4

SECTION : -

PAGE : 13/25

FLAMANVILLE

Le front du HX peut lui aussi être considéré comme étanche, même si ce bâtiment est fondé au toit des cornéennes, sur du rocher dans l'ensemble plus fissuré et plus ouvert.

L'extrémité du chenal côté tranche 4 (« bouchon 3 / 4 »), ainsi que l'espace d'environ 2m entre HP et HX ont été « étanchés ».

Afin de limiter les fluctuations de la nappe des remblais dans la partie Sud de HM et sur les cotés Ouest et Sud de HF, la section de remblais située entre le voile Sud de HCA et le rideau d'étanchéité séparant la tranche 2 de la tranche 3 (dans l'axe de l'ancien bouchon 2/3) a été étanchée, afin de limiter les flux d'échanges par réduction de la section hydraulique utile.

Compte tenu des éléments ci-dessus, il apparaît donc que l'alimentation (à marée haute) et le drainage (à marée basse) de la nappe du remblai de la plate-forme de l'îlot conventionnel se font par les voies suivantes :

- Côté Nord : par le remblai de la zone Tr 4, perméable à très perméable, mais ne communiquant avec la mer que par les défauts d'étanchéité de la digue de protection du site : digue à la mer à l'emplacement de la tranche 4 et retour Nord, et par les défauts de l'étanchéité du bouchon 3-4, fermant l'extrémité Nord du chenal de prise.
- Côté Sud, l'alimentation et le drainage du remblai se font :
  - accessoirement depuis la tranche 2, par les défauts de l'étanchéité du retour Sud,
  - principalement par une section de tout venant d'abattage de la falaise (remblais anciens présents le long de la berge du chenal entre le voile Sud de HC et le rideau d'étanchéité du retour Sud).

Cette nappe suit avec décalage et amortissement les fluctuations de la marée dans le chenal de prise.

L'importance du décalage temporel et le taux d'amortissement seront fonction de la distance aux voies d'alimentation / drainage.

### **1.3.2.2. Physionomie attendue de la nappe autour de l'îlot nucléaire**

Cette zone est une zone en déblai, gagnée sur la falaise initiale du site.

Le niveau de la nappe phréatique au contact des parties enterrées de l'îlot nucléaire est conditionné autant - sinon plus - par les propriétés du remblai de comblement de l'espace entre les talus de fouille et les ouvrages, que par le niveau de la nappe dans le massif rocheux.

Des arguments géologiques permettent en effet de considérer que le phénomène de mise en charge des fractures de la fondation granitique des ouvrages, par la falaise culminant environ 80 m au-dessus du fond de fouille de la majorité des ouvrages de l'IN ou par les eaux de pluie, est peu probable.

Le niveau d'eau dans la zone de l'îlot nucléaire est dicté par :

- Le niveau amont côté falaise, qui correspond au niveau piézométrique dans le massif granitique fissuré en pied de falaise, soit +8 NGF,
- Les flux entrants côté falaise, qui sont très faibles (estimés inférieurs à 5 m<sup>3</sup>/h),





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4

SECTION : -

PAGE : 14/25

FLAMANVILLE

- La perméabilité des matériaux remplissant les espaces entre les ouvrages (joints) ou entre les ouvrages et les talus rocheux (remblais),
- Le niveau aval, qui correspond au niveau de la nappe autour de l'îlot conventionnel,
- La cote des exutoires dans le remblai de la zone de l'îlot conventionnel, qui sont les suivants :
  - Au Sud : fond de fouille des tronçons 1 et 2 HGA, 3 HGB, soit +6,75 NGF,
  - Au Nord : fond de fouille HGQ : +4,36 NGF, puis fond de fouille tranche 4 : +4,7 NGF.

Compte tenu de ces cinq facteurs, des dispositions constructives ont été mises en place pour garantir un niveau de nappe compris entre +5 et +7 NGF.

Ces dispositifs mis en place sont la continuité d'une bande de remblais drainants contre les voiles de certains ouvrages et la mise en place de buses dans certains bétons de blocage.

La cote annoncée ci-après de +7 NGF correspond à l'hypothèse de disparition de l'exutoire Nord en cas de construction d'une éventuelle tranche 4. Dans ce cas, seul l'exutoire Sud assurerait la régulation du niveau de la nappe, à environ +7 NGF.

Les ouvrages de l'îlot nucléaire sont donc baignés en permanence par une nappe, indépendante des marées et peu soumise aux fluctuations liées aux précipitations.

#### **1.3.2.3. Dispositif d'auscultation piézométrique**

Un réseau piézométrique sera mis en place autour de la tranche 3 à la fin des travaux de construction. Ce réseau aura pour objectifs :

- De valider les conditions aux limites en terme de piézométrie, en particulier en restaurant l'auscultation piézométrique en pied de falaise, endommagée par les travaux,
- D'établir des cartes de nappe permettant de caractériser la piézométrie du site et en particulier l'effet du marnage, et de valider par calage la perméabilité des remblais,
- De valider les hypothèses de nappe retenues pour le dimensionnement des ouvrages.



## 2. HYDROLOGIE CONTINENTALE

### 2.1. ÉLÉMENTS DESCRIPTIFS

Le réseau hydrographique de la région Nord-Cotentin, d'une densité exceptionnelle, est caractéristique d'un ruissellement intense car la rétention des terrains est peu importante.

En effet, les bassins versants sont formés de terrains anciens, cristallins ou métamorphiques, sauf dans la partie Sud-Est (bassin triasique de Sainte-Mère-L'Eglise).

Dans le voisinage du CNPE de Flamanville (voir figure 2.4 FIG 3), différents cours d'eau se jettent dans la Manche sur la côte Ouest du Cotentin :

- Au Nord du site :
  - Le ruisseau de la Grand Vallée passant à Vauville,
  - Le Grand Douet,
  - Le Petit Douet,
  - La Diélette, drainant le massif granitique de Flamanville avec son affluent la Chanteraine, et dont l'embouche est située près du port de la Diélette.
- Au sud du site :
  - Le But du rozel.

Le régime hydrologique de ces différents cours d'eau, de type pluvial océanique, se caractérise par des saisons hydrologiques bien tranchées (période de hautes eaux concentrées en hiver et basses eaux particulièrement prononcées durant la période estivale). Les cours d'eau sont donc très réactifs aux volumes précipités. Les faibles qualités aquifères des nappes ne parviennent pas à lisser le débit moyen au cours de l'année.

Le Grand Douet, le Petit Douet et la Diélette servent aux prélèvements d'eau douce pour les besoins du site.

Les données de débits utilisées pour établir les caractéristiques de l'hydrologie influencée de ces trois cours d'eau sont les suivantes :

Station	Gestionnaire	Surface du bassin versant	Période	Nature des débits
Petit Douet	EDF-DTG	12,3 km <sup>2</sup>	2002-2011	influencés
Grand Douet	EDF-DTG	18,9 km <sup>2</sup>	2002-2011	influencés
Dielette	EDF-DTG	39,1 km <sup>2</sup>	2002-2011	influencés

Les 3 stations sont situées en aval des prélèvements et dérivations. Il s'agit donc de données observées influencées.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4

SECTION : -

PAGE : 16/25

FLAMANVILLE

Le tableau 2.4 TAB 1 présentent les débits caractéristiques de ces 3 cours d'eau, à savoir :

- les débits moyens : débits moyens mensuels et module interannuel ;
- les débits caractéristiques de l'étiage : QMNA5 : Débit mensuel minimum annuel de période de retour 5 ans et VCN3 : débit moyen de 3 jours consécutifs les plus faibles de l'année de période de retour 10 ans ;
- le débit caractéristique de crue : Q5 : Débit moyen journalier maximum de temps de retour 5 ans.

Ces données dénotent une faible ressource en eau douce.

## **2.2. UTILISATION DE L'EAU**

Les prélèvements d'eaux dans un rayon de 10 km autour du site de Flamanville répondent pour l'essentiel de 3 types d'usage :

- eaux destinées à la consommation humaine ;
- eaux d'irrigation ;
- eaux à usage industriel.

Le tableau 2.4 TAB 2 présente les prélèvements en eau potable, en eau industrielle et en eau d'irrigation pour l'année 2007, à partir des données de l'Agence de l'eau Seine-Normandie.

L'utilisation des eaux à proximité du site de Flamanville se fait essentiellement à partir de forage en nappe souterraine et par captage direct dans le milieu (cours d'eau ou étang).

Il n'y a pas de prélèvement d'eau directement dans les cours d'eau : le Petit Douet, le Grand Douet et la Diélette, en dehors de ceux réalisés par le site de Flamanville.

Au niveau des eaux souterraines (Cf. paragraphe 1), seule la nappe superficielle des arènes est exploitable, aucun ouvrage de captage profond dans le cœur du massif granitique n'ayant été recensé durant la construction des tranches 1-2. Plusieurs puits dans la nappe de l'arène sont déclarés et utilisés, sur les communes du Rozel et des Pieux, pour l'irrigation des cultures et la distribution publique d'eau destinée à la consommation humaine.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4

SECTION : -

PAGE : 17/25

FLAMANVILLE

### **3. OCÉANOGRAPHIE**

#### **3.1. ÉLÉMENTS DESCRIPTIFS**

Le site est implanté sur la côte rocheuse du Cap de Flamanville, sur la façade ouest du Cotentin. Il est soumis aux régimes marins de la Manche occidentale, modifiés par l'influence des Iles anglo-normandes et de la presqu'île du Cotentin.

Le littoral du secteur côtier entre Vauville et Carteret est marqué par des étendues sableuses, bordées par de puissants cordons dunaires, interrompues par les pointements rocheux de Carteret (schistes et grès), du Rozel (schistes) et de Flamanville (granite et roches de métamorphisme de contact).

Les courants de marée dans cette zone sont très importants (proximité du Raz Blanchard), et conditionnent fortement l'environnement marin plutôt océanique. Le site est soumis à un régime de marée de type semi-diurne.

L'eau de mer est utilisée pour assurer le refroidissement de la centrale en fonctionnement normal. De plus, lorsque les tranches sont à l'arrêt (normal ou accidentel), la puissance résiduelle est évacuée par l'eau de mer au travers du circuit d'eau brute (SEC).

Les effluents liquides provenant des systèmes SEK et KER de la tranche EPR sont rejetés par les mêmes émissaires que ceux de la centrale de Flamanville 1-2 via des canalisations sous-marines de rejet d'eau de circulation débouchant en mer à environ 500 à 700 mètres de la côte.

La prise d'eau de mer est réalisée pour les trois tranches à la côte par l'intermédiaire d'un canal d'amenée d'eau protégé du large par une digue.

Le rejet d'eau chaude de la tranche EPR en fonctionnement est réalisé à 700 m de la côte par l'intermédiaire d'une galerie sous-marine.

Les fonds devant le site de Flamanville descendent très vite, puisqu'on atteint la ligne bathymétrique des -10 m CM<sup>2</sup> à environ 700 mètres et la ligne des -20 m CM à environ 4 kilomètres.

#### **3.2. PARAMÈTRES NÉCESSAIRES AUX ÉVALUATIONS DE LA SÛRETÉ**

##### **3.2.1. LES MARÉES**

###### **1. Les niveaux de marées**

Les marnages<sup>3</sup> dans le golfe Normand-Breton sont parmi les plus élevés du monde, en raison notamment de la réflexion de l'onde de marée sur la presqu'île du Cotentin.

A Diélette, petit port situé juste au nord du site de Flamanville, les niveaux de marée, déterminés par le SHOM<sup>4</sup> sont données dans le tableau 2.4 TAB 3.

2. CM = Cote Marine

3. Marnage : amplitude maximale du niveau de la mer entre la marée basse et la marée haute

4. SHOM : Service Hydrographique et Océanographique de la Marine



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4

SECTION : -

PAGE : 18/25

FLAMANVILLE

Le niveau moyen de la mer est de 0,53 m NGFN<sup>5</sup>. Plus on se déplace vers le sud de la presqu'île du Cotentin, plus les marnages augmentent.

A ces niveaux liés à la marée, peuvent s'ajouter des surélévations (surcotes) ou des abaissements (décotes) liés aux conditions météorologiques (action du vent, gradient de pression atmosphérique).

## 2. Cote majorée de sécurité

La cote majorée de sécurité correspond, pour les sites en bord de mer, à la combinaison du niveau de pleine mer de coefficient 120 et de la surcote millénale calculée avec un intervalle de confiance à 70%.

- pleine mer de vive-eau exceptionnelle :

Le niveau de pleine mer de vive eau exceptionnelle (coefficient 120) correspondant au niveau maximal lié à la marée astronomique<sup>6</sup> est, pour le port de Diélette (et par conséquent pour le site de FLAMANVILLE) de 5,94 m NGFN.

- surcote marine millénale :

Les ports de référence les plus proches du site de Flamanville sont ceux de Cherbourg et Saint-Malo pour lesquels existent de longues séries d'observations des hauteurs d'eau. La durée importante de ces observations permet une bonne estimation statistique et une bonne précision dans la détermination des événements extrêmes.

Une série de mesures de niveaux d'eau réalisées dans le Port de Diélette a, quant à elle, permis d'établir une bonne corrélation entre les niveaux marins dans les ports de référence et dans le Port de Diélette.

L'étude statistique des surcotes extrêmes effectuées en 2014 par EDF-R&D, à partir de combinaisons de données statistiques allant jusqu'à 2011, donne les valeurs de surcotes qui sont exposées dans le tableau 2.4 TAB 4.

La surcote millénale est donc de 1,58m, avec un intervalle de confiance à 70 % de [1,42m ; 1,74m].

Par ailleurs, pour Flamanville 3, il est retenu une évolution du niveau induit par le réchauffement climatique jusqu'en 2075 de 0,35 m (cf. section 3.3.5).

Pour le site de Flamanville 3, la cote majorée de sécurité (CMS) est donc fixée à  $5,94 + 1,74 + 0,35 = 8,03$  m NGFN.

## 3. Plus Basses Eaux de Sécurité

Le niveau des PBES est défini comme la borne inférieure de l'intervalle de confiance à 70 % de l'estimation statistique du niveau bas millennial, de laquelle on déduit une marge d'incertitude.

La marge d'incertitude est prise égale à 15% de l'écart entre le niveau de basse mer astronomique d'une marée maximale (de coefficient 120) et la borne inférieure de l'intervalle de confiance à 70% de l'estimation statistique du niveau bas millennial.

- basse mer de vive eau exceptionnelle :

Le niveau de basse mer de vive eau exceptionnelle (coefficient 120) correspondant au niveau extrême lié à la marée est, pour le port de Diélette (donc également pour le site de Flamanville), de - 4,96 m NGFN.

- décote centennale :

## 5. Nivellement Général de la France Normal

6. La marée astronomique est une manifestation de la loi de la gravitation universelle appliquée au système formé par la Terre, le Soleil et la Lune.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4

SECTION : -

PAGE : 19/25

FLAMANVILLE

L'étude statistique des décotes extrêmes effectuées en 2014 par EDF-R&D, à partir de combinaisons de données à Saint-Malo et à St-Servan allant jusqu'à 2013, donne les valeurs de décotes, exposées dans le tableau 2.4 TAB 5.

Pour Flamanville, le niveau des Plus Basses Eaux de Sécurité (PBES) est donc fixé à : - 5,82 m NGFN.

#### 4. Conclusion

La réévaluation des niveaux extrêmes de la mer pour le site de Flamanville conduit aux résultats suivants :

- cote majorée de sécurité : 8,03 m NGFN ;
- plus basses eaux de sûreté : - 5,82 m NGFN.

### 3.2.2. LES COURANTS

#### 3.2.2.1. COURANTS GÉNÉRAUX DE LA MANCHE

Les courants généraux de la Manche appartiennent au système nord-Atlantique du Gulf Stream. Une branche du Gulf Stream pénètre directement dans la Manche, avec une direction est/ nord-est et, de là, dans la Mer du nord.

Dans la Manche, il existe un courant permanent portant à l'est et dont les effets locaux sont masqués par les courants de marée. Ce courant renforce les courants de flot portant à l'est, et induit une dérive générale des masses d'eau vers l'est.

#### 3.2.2.2. COURANTS DE MARÉE

##### 3.2.2.2.1. INTENSITÉ ET DIRECTION

Les courants devant le Cap de Flamanville sont essentiellement dus à la marée. Ils sont conditionnés par le phénomène de remplissage et de vidange du golfe Normand-Breton. La présence des îles Anglo-Normandes provoque des tourbillons et des contre-courants qui perturbent le régime local, notamment près de la côte.

Des mesures ont été effectuées en plusieurs points aux alentours du Cap de Flamanville dans les études d'avant projet du site. Le maximum de courant de flot (dirigé vers le nord entre PM-2h et PM+4h) est de 1,3 m/s. Le maximum de courant de jusant (dirigé vers le sud entre PM+4h et PM-2h) est de 1,1 m/s. Le courant de jusant est plus faible que le flot.

Les courants au niveau du site sont alternatifs et sensiblement parallèles à la côte. Ils sont dirigés vers le nord entre PM-2h et PM+4h et vers le sud entre PM+4h et PM-2h. Il faut noter la présence de contre-courants au sud du Cap de Flamanville en marée montante et au nord en marée descendante.

7. PM : Pleine Mer



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4

SECTION : -

PAGE : 20/25

FLAMANVILLE

### **3.2.2.2. EXCURSION ET DÉRIVE**

L'excursion<sup>8</sup> des marées à l'ouest du Cotentin a été évaluée par l'observation sur modèle physique des mouvements de taches colorées lâchées au large de Flamanville à chaque renverse. Il a été possible de mesurer :

- pour une marée de coefficient 95, une excursion au jusant<sup>9</sup> de 30 km et une excursion au flot<sup>10</sup> de 35 km ;
- pour une marée de coefficient 45, une excursion au jusant de 13 km et une excursion au flot de 15 km.

Au jusant, l'excursion vers le sud aux fortes marées est importante en raison de l'accélération due à l'effet du Cap de Carteret, puis au passage sur les hauts fonds des Bancs Fêlés. Aux faibles marées, l'excursion n'atteint pas le Cap de Carteret. Plus au large (10 km), l'excursion du jusant de coefficient 95 est plus faible (20 km au lieu de 30) en raison de la diminution de l'effet du Cap.

Au flot, l'excursion vers le nord est plus grande que celle du jusant ; les eaux situées à 1 ou 2 km au large de Flamanville dépassent le Raz Blanchard pour les coefficients de marée supérieurs à 55, et sont alors brassées activement. A la renverse, on peut considérer que les eaux revenant par le Raz Blanchard ont été régénérées par cette dilution importante. Les eaux plus côtières longent l'Anse de Vauville plus lentement et n'atteignent pas le Raz Blanchard.

La résultante des courants de flot et de jusant constitue la dérive qui peut atteindre 2,8 km au cours d'une marée et qui est dirigée vers le nord-ouest à Flamanville.

### **3.2.3. LA HOULE**

Les houles océaniques ont pour direction de provenance l'ouest (l'océan atlantique). Cependant la présence des îles Anglo-Normandes perturbe la propagation de ces houles et donc leurs directions de provenance à la côte.

Une campagne de mesures de houle (par un houlographe à pression non directionnel) a été réalisée entre septembre 1975 et octobre 1979, par une profondeur d'environ -13 m CM. Les résultats sont présentés dans le tableau 2.4 TAB 6.

La durée totale est de 944 jours d'observations donc seules les estimations des hauteurs de houle annuelle et décennale sont fiables statistiquement. La valeur centennale est donnée à titre indicatif. Les valeurs entre crochets correspondent aux intervalles de confiance à 70%.

Les périodes de houle, associées à ces hauteurs, présentent une forte dispersion des périodes associées aux vagues maximales avec deux groupements plus marqués :

- des périodes de 6 à 10s correspondant aux vagues générées par les vents locaux ;
- des périodes de 11 à 16s correspondant aux houles océaniques.

8. L'excursion est la distance parcourue par une particule d'eau au cours d'une marée

9. Jusant : courant de marée généré par la marée descendante

10. Flot : courant de marée généré par la marée montante



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4

SECTION : -

PAGE : 21/25

FLAMANVILLE

On ne dispose pas de mesures de la direction de provenance des vagues sur le site de Flamanville. Vue la configuration locale du littoral, orientée suivant la direction sud-nord, ainsi que la répartition locale des vents (essentiellement vents d'ouest et sud-ouest) et du fait du fetch<sup>11</sup> limité par la présence des côtes bretonnes au sud-ouest, on peut estimer que les directions de provenance privilégiées se situent dans le secteur angulaire qui va de l'ouest au nord.

Les mesures montrent de plus qu'il y a une très nette prédominance de tempêtes d'Octobre à Mars et plus particulièrement de Novembre à Février.

### **3.2.4. LA SÉDIMENTOLOGIE**

#### **3.2.4.1. Morphologie**

En bordure côtière, la houle a une action sélective sur la répartition des sédiments : on observe un raffinement des sédiments de la côte vers le large. La pente moyenne des fonds au droit du cap de Flamanville est de l'ordre de 2%. L'estran<sup>12</sup> a une faible largeur, d'environ 200m. Il est constitué essentiellement d'un platier rocheux, recouvert d'une faible épaisseur de sable dans sa partie supérieure, de l'ordre de quelques dizaines de centimètres.

Le Cap de Flamanville présente une saillie rocheuse, pointant vers le large, au milieu d'un littoral sableux, d'une trentaine de kilomètres. De part et d'autre, les massifs dunaires sont fortement développés. L'estran représente 300 à 500 m et peut aller jusqu'à 2 km de large au niveau de l'Anse de Vauville.

#### **3.2.4.2. Granulométrie**

Des mesures granulométriques ont été réalisées en différents points le long du littoral. Les résultats de ces mesures sont résumés dans le tableau 2.4 TAB 7.

On constate que les sédiments en présence sont essentiellement composés de sable grossier à fin, et que la proportion de fines est négligeable.

### **3.3. PHYSICO-CHIMIE MARINE**

#### **3.3.1. GÉNÉRALITÉS**

Les études du milieu marin du site de Flamanville, réalisées par l'IFREMER peuvent être divisées en deux périodes :

- une période de 1976 à 1985 avant la mise en service des tranches 1 et 2 ;
- une période de 1987 à 2012 après la mise en service des tranches 1 et 2.

11.Distance d'action du vent sur la mer

12.Portion du littoral comprise entre les plus hautes et les plus basses mers





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4

SECTION : -

PAGE : 22/25

FLAMANVILLE

Après la mise en service de la centrale les études de surveillance, commencées dès 1983, se sont poursuivies avec une nouvelle stratégie d'échantillonnage issue du retour d'expérience de la première période. Les prélèvements sont réalisés en mars, juin et septembre de chaque année. La surveillance porte sur 3 stations : canal, rejet et référence (voir figure 2.4 FIG 4).

L'unité utilisée dans l'ensemble du chapitre pour les matières azotées, les phosphates et les silicates est la microMole ( $\mu\text{M}$ ). Le taux de conversion permettant de passer de  $\mu\text{M}$  en mg/L pour chaque paramètre est :

- ammonium :  $1\mu\text{M} = 0,018 \text{ mg/L}$  ;
- nitrates :  $\mu\text{M} = 0,062 \text{ mg/L}$  ;
- nitrites :  $1\mu\text{M} = 0,046 \text{ mg/L}$  ;
- phosphates :  $1\mu\text{M} = 0,095 \text{ mg/L}$  ;
- silicates :  $1\mu\text{M} = 0,060 \text{ mg/L}$ .

### **3.3.2. SUIVI HYDROÉCOLOGIQUE ANNUEL DES TRANCHES 1 ET 2 (2005 À 2012)**

Les paramètres physico-chimiques suivis dans le cadre de la surveillance hydroécologique annuelle du CNPE de Flamanville de 2005 à 2012 (autre que la température présentée dans le paragraphe 6) sont :

- la salinité ;
- les nutriments : ammonium, nitrates, nitrites et phosphates ;
- les silicates ;
- les MES. La mesure des MES a été remplacée par une mesure de la turbidité néphélométrique à partir de 2012 suite à une évolution de l'arrêté de rejets du site de Flamanville ;
- les THM : trihalométhanes (bromoforme, dibromomonochloro-méthane, dichloromonobromo-méthane, chloroforme) et le bore. Pour ces deux substances, les mesures ont été arrêtées en 2011 suite à une évolution de l'arrêté de rejets du site de Flamanville ;
- l'hydrazine et l'éthanolamine, dont le suivi a débuté en 2011.

Les résultats de ce suivi sont synthétisés ci-dessous.

Pour la salinité, un gradient spatial croissant entre les côtes et le large est toujours observé sans qu'il soit en lien avec les rejets de la centrale. Son origine est certainement due à l'éloignement à la côte des stations qui détermine l'influence des précipitations sur celle-ci.

Les nutriments échantillonnés présentent des variations typiques des cycles biochimiques saisonniers en Manche. Les fluctuations observées avec la précédente phase de suivi notamment pour les composés azotés ne présentent aucun gradient clairement établi entre les stations et leur positionnement au rejet de la centrale. Elles sont donc liées à des phénomènes biologiques en lien avec l'activité phytoplanctonique de la zone. En effet, les nutriments sont la base de la chaîne alimentaire, ils présentent des cycles saisonniers caractéristiques avec un maximum en période hivernale (notamment les nitrates) et une baisse progressive jusqu'en été. Au printemps la consommation de ces composés par le phytoplancton peut conduire jusqu'à un épuisement de ces éléments (nitrates, ammonium, silicates).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4

SECTION : -

PAGE : 23/25

FLAMANVILLE

Sur la période étudiée 2005-2012, ces variations saisonnières sont observées au droit des stations Référence et Canal. Aucun phénomène significatif comme une augmentation de ces paramètres n'apparaît à la station Rejet. Ceci met en évidence l'absence d'influence des eaux rejetées par la centrale sur la qualité du milieu marin.

Les analyses en THM ont été arrêtées en 2011 suite à l'évolution de l'arrêté de rejets du site de Flamanville. Jusqu'à l'arrêt des mesures, les trihalométhanes ont fait l'objet de très faibles quantifications dans l'aire d'influence de la centrale.

Des mesures de concentrations des composés chimiques hydrazine et éthanolamine ont été effectuées aux différentes saisons sur les différents points de surveillance. L'ensemble des mesures était inférieur aux limites de détection, à l'exception d'une mesure en hydrazine au point canal en automne 2012. Lors de cette mesure, l'hydrazine a été détectée à une concentration très proche de la limite de détection.

L'étude comparative des concentrations aux point canal, rejet et référence ne permet pas de mettre en évidence le rôle de la centrale dans ces tendances à long terme.

### **3.4. UTILISATION DE L'EAU DE MER**

Les utilisations de l'eau de mer sur le littoral sont multiples dans le département de la Manche :

- pêches maritimes professionnelle et amateur ;
- aquaculture et conchyliculture ;
- loisirs nautiques.

Ces activités sont détaillées dans le sous-chapitre 2.7.

### **3.5. RÉGIME THERMIQUE**

Le régime thermique de la Manche aux abords du CNPE de Flamanville est soumis à des **variations temporelles** notamment :

- une variation de la température influencée par les marées, d'une faible amplitude infra-journalière (<1°C) ;
- une variation saisonnière/annuelle de la température, les valeurs extrêmes relevées allant de 6,5°C à 19,2°C sur la période 1988-2012 ;
- une augmentation des températures moyenne à la prise d'eau de 0,02°C par an sur la période 1988-2012 ;

De plus, il est constaté des variations spatiales de la température :

- en surface : le panache thermique (échauffement > 1°C) s'étend périodiquement, en fonction des courants de marées, sur une zone atteignant au maximum 5 km au nord, 8,5 km au sud et 2-3 km au large des rejets (pendant les marées de morte-eau). L'échauffement résiduel reste inférieur à 1°C à la prise d'eau ;
- un gradient naturel de température est visible proche des côtes ;



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4

SECTION : -

PAGE : 24/25

FLAMANVILLE

- en profondeur : la colonne d'eau est stratifiée dans la zone proche du rejet. L'homogénéisation est ensuite progressive en allant vers le large (différence de température entre la surface et le fond de 1,2°C à 1500m au nord des rejets). Hors zone impactée par le rejet, l'homogénéité est observée (différence de température <1°C entre la surface et le fond).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4

SECTION : -

PAGE : 25/25

FLAMANVILLE

**LISTE DE RÉFÉRENCES**

- [1] Synthèse Ifremer « Synthèse hydrobiologique du site électronucléaire de Flamanville » – DOP/LER/06-03 – Mars 2006



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4

SECTION : -

TABLEAU : 1

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

**2.4 TAB 1 : DÉBITS CARACTÉRISTIQUES DU GRAND DOUET, DU PETIT DOUET ET DE LA DIÉLETTE**

	Débits moyens (m <sup>3</sup> /s)													Débits d'étiage (m <sup>3</sup> /s)		Débit de crue (m <sup>3</sup> /s)
	Janv	Fév	Mars	Avril	Mai	Juin	Juil	Aout	Sept	Oct	Nov	Déc	Module	QMNA5	VCN3	Q5
Grand Douet	0.62	0.53	0.42	0.19	0.15	0.11	0.09	0.07	0.07	0.09	0.27	0.68	0.28	0.054	0.030	2.86
Petit Douet	0.26	0.24	0.21	0.15	0.11	0.09	0.07	0.06	0.06	0.07	0.15	0.27	0.14	0.045	0,035	1,85
Diélette	0.74	0.76	0.69	0.46	0.41	0.34	0.28	0.23	0.20	0.24	0.45	0.72	0.46	0,141	0,122	2,89



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4  
SECTION : -  
TABLEAU : 2  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

**2.4 TAB 2 : PRÉLÈVEMENTS EN EAU POTABLE, EN EAU INDUSTRIELLE ET EN EAU  
D'IRRIGATION DANS UN RAYON DE 10 KM AUTOUR DU SITE DE FLAMANVILLE (ANNÉE  
2007)**

Type de prélèvement	Dép	Commune	Distance par rapport au CNPE (km)	Situation par rapport au CNPE	Nom du préleveur	Nature de la ressource	Volume prélevé (m <sup>3</sup> /an)
Collectivité	50	LES PIEUX	5,7	Sud-est	DISTRICT DES PIEUX	Nappe	521 854
Industrie	50	LES PIEUX	5,7	Sud-est	E.D.F - CENTRALE DE FLAMANVILLE	Surface	303 360
Industrie	50	LES PIEUX	5,7	Sud-est	E.D.F - CENTRALE DE FLAMANVILLE	Surface	3 584
Industrie	50	LES PIEUX	5,7	Sud-est	E.D.F - CENTRALE DE FLAMANVILLE	Surface	208 768
Industrie	50	LES PIEUX	5,7	Sud-est	E.D.F - CENTRALE DE FLAMANVILLE	Surface	115
Irrigation	50	LE ROZEL	6,6	Sud-est	M CONNEFROY PHILIPPE	Nappe	3 520
Irrigation	50	LE ROZEL	6,6	Sud-est	[ ]	Nappe	5 460
Irrigation	50	LE ROZEL	6,6	Sud-est	[ ]	Nappe	10 802
Irrigation	50	LE ROZEL	6,6	Sud-est	[ ]	Nappe	5 121
Irrigation	50	LE ROZEL	6,6	Sud-est	[ ]	Nappe	4 679
Irrigation	50	LE ROZEL	6,6	Sud-est	[ ]	Nappe	14 982
Irrigation	50	LE ROZEL	6,6	Sud-est	[ ]	Nappe	5 723
Irrigation	50	LES PIEUX	5,7	Sud-est	[ ]	Nappe	440
Irrigation	50	LES PIEUX	5,7	Sud-est	[ ]	Nappe	524
Irrigation	50	LES PIEUX	5,7	Sud-est	[ ]	Nappe	1 500

Distance : Il s'agit de la distance entre le CNPE et le centre de la commune concernée (borne repère).

Source : Agence de l'eau Seine Normandie, 2007



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4  
SECTION : -  
TABLEAU : 3  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

**2.4 TAB 3 : NIVEAUX DES MARÉES AU PORT DE DIÉLETTE**

<b>Diélette</b>	<b>Niveau de pleine mer (en m NGFN)</b>	<b>Niveau de basse mer (en m NGFN)</b>	<b>Marnage (en m)</b>
Marée de vive eau exceptionnelle (coeff 120)	5,94	-4,96	10,9
Marée de vive eau moyenne (coeff 95)	4,83	-3,71	8,54
Marée de morte-eau moyenne (coeff 45)	2,53	-1,41	3,94



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4  
SECTION : -  
TABLEAU : 4  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

**2.4 TAB 4 : STATISTIQUES DES SURCOTES EXTRÊMES SUR LE SITE DE FLAMANVILLE**

<b>Surcotes extrêmes</b>	<b>Borne inférieure (m)</b>	<b>Estimation ponctuelle (m)</b>	<b>Borne supérieure (m)</b>
Surcote Décennale	0,95	1,00	1,04
Surcote Centennale	1,19	1,29	1,38
Surcote Millénaire	1,42	1,58	1,74





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4  
SECTION : -  
TABLEAU : 5  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

**2.4 TAB 5 : STATISTIQUES DES DÉCOTES EXTRÊMES SUR LE SITE DE FLAMANVILLE**

<b>Décotes extrêmes</b>	<b>Borne inférieure (cm)</b>	<b>Estimation ponctuelle (cm)</b>	<b>Borne supérieure (cm)</b>
Décote Centennale	51,9	49,5	47
Décote Millénaire	79,4	75,1	70,9



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4  
SECTION : -  
TABLEAU : 6  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

**2.4 TAB 6 : HAUTEURS STATISTIQUES DE HOULE SUR LE SITE DE FLAMANVILLE**

<b>Position du houlographe : 49°32'18" Nord 01°53'38" Ouest</b>	<b>Hauteur significative (en m)</b>
Houle annuelle	4,3 [3,9 ; 4,7]
Houle décennale	6,3 [5,8 ; 7]
Houle centennale	8,3 [7,5 ; 9,3]

La hauteur significative de houle est la moyenne des hauteurs d'un tiers des plus fortes vagues.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4  
SECTION : -  
TABLEAU : 7  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

**2.4 TAB 7 : COMPOSITION GRANULOMÉTRIQUE (% POIDS SEC) DES MESURES**  
**EFFECTUÉES SUR L'ESTRAN**

Diamètre des grains (mm)	Gravier	Grossier	Moyen	Fin	Très fin	Fines
	>2	0,80 à 2	0,315 à 0,80	0,160 à 0,315	0,063 à 0,160	<0,063
Avant-port de Diélette Amont (2000)	0	3	28	59	10	-
Avant-port de Diélette Aval (2000)	0	2	14	65	19	-
Plage du Platé (2001)	0	3	28	61	8	-

La plage du Platé se situe devant la digue nord du Port de Diélette



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.4

SECTION : -

FIGURE : 1

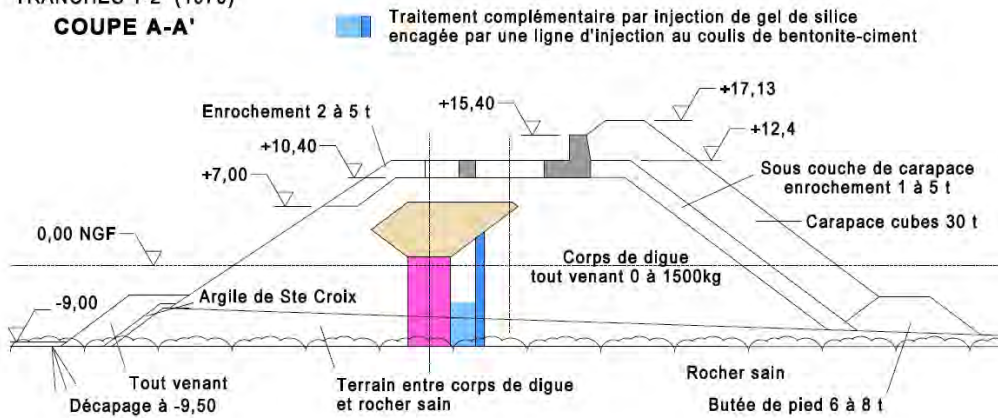
PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

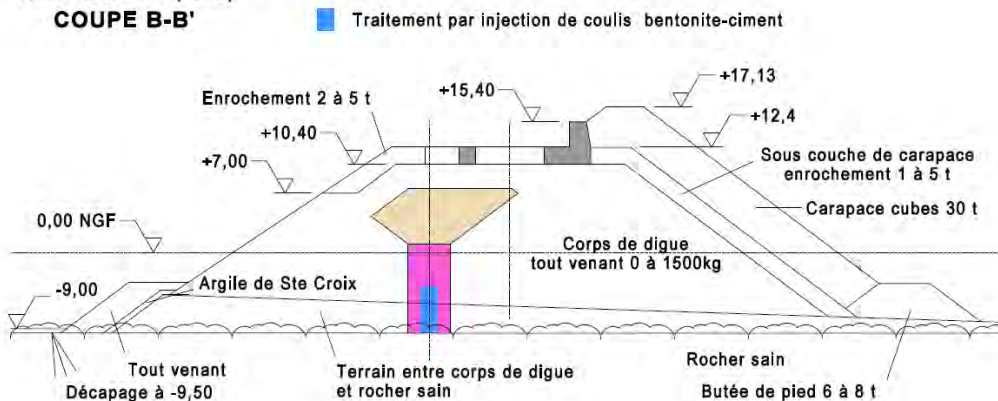
2.4 FIG 1 : [ ]

**2.4 FIG 2 : COUPES TYPES DES DIGUES DE PROTECTION**

TRANCHES 1-2 (1979)  
**COUPE A-A'**



TRANCHES 3-4 (1993)  
**COUPE B-B'**



- Ouvrages béton
- Noyau argileux en matériaux de Ste Croix de +1 à +7,5 NGF
- Zone traitée par injection de coulis bentonite-ciment

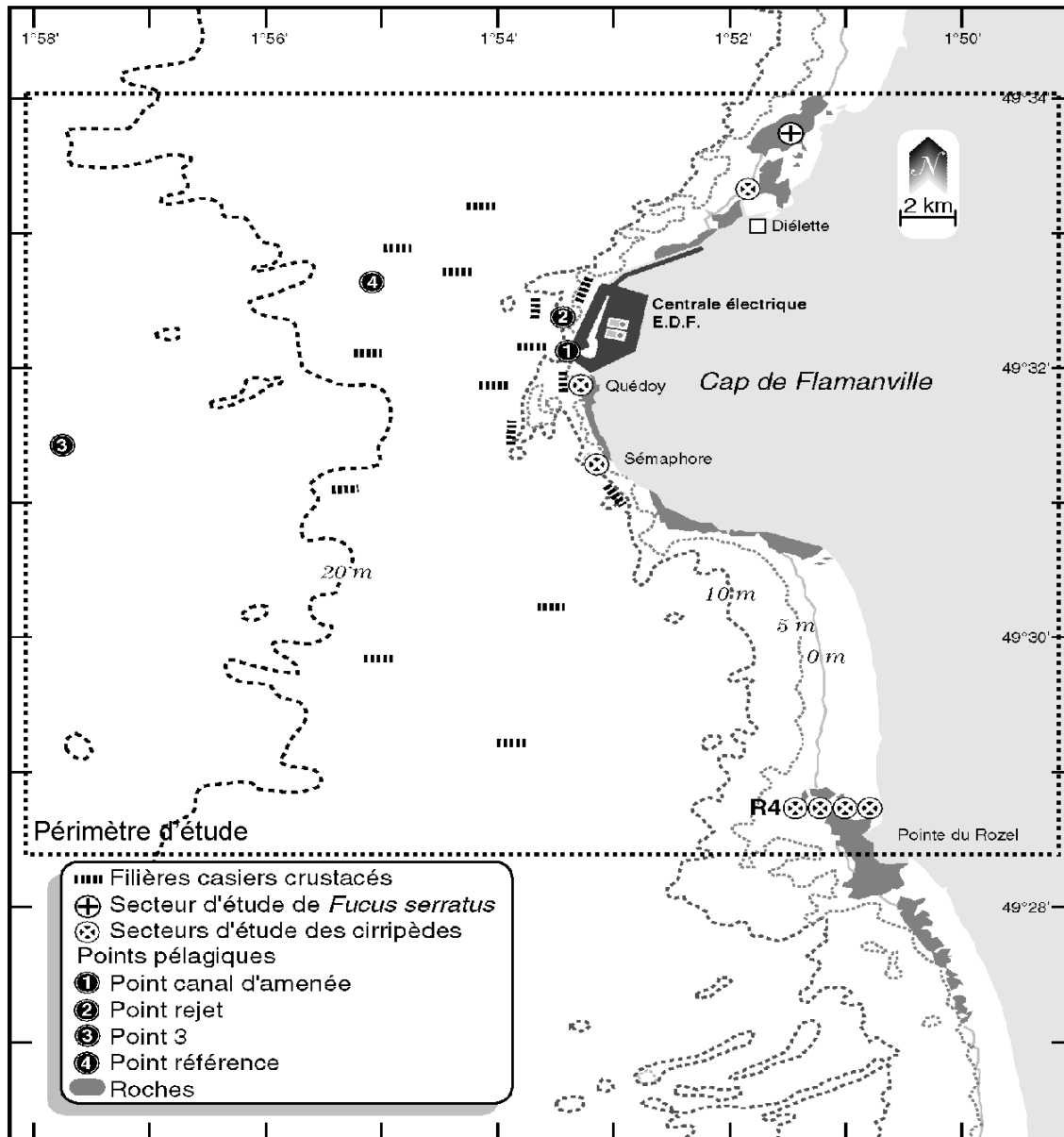
0 10 20m

Implantation des coupes sur la figure 2.4 FIG.1

**2.4 FIG 3 : RÉSEAU HYDROGRAPHIQUE**



**2.4 FIG 4 : POINTS DE SURVEILLANCE ÉCOLOGIQUE DU SITE DE FLAMANVILLE**





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 1/44

FLAMANVILLE

## SOMMAIRE

<b>2.5. GÉOLOGIE GÉNÉRALE DU SITE – SISMICITÉ ET SISMOLOGIE.....</b>	<b>5</b>
<b>1. CADRE GÉOLOGIQUE RÉGIONAL .....</b>	<b>5</b>
<b>1.1. LES TROIS GRANDS DOMAINES DU MASSIF ARMORICAIN .....</b>	<b>5</b>
1.1.1. LE DOMAINE NORD-ARMORICAIN .....	5
1.1.2. LE DOMAINE CENTRE-ARMORICAIN .....	6
1.1.3. LE DOMAINE SUD-ARMORICAIN .....	6
<b>1.2. CADRE TECTONIQUE RÉGIONAL .....</b>	<b>7</b>
<b>2. CADRE GÉOLOGIQUE LOCAL .....</b>	<b>7</b>
<b>2.1. LE GRANITE DE FLAMANVILLE.....</b>	<b>8</b>
2.1.1. PÉTROGRAPHIE.....	8
2.1.2. FRACTURATION.....	8
2.1.3. ALTÉRATION.....	9
2.1.4. CARACTÉRISTIQUES GÉOTECHNIQUES DU MASSIF GRANITIQUE ...	11
2.1.5. TRAITEMENT DU MASSIF DE FONDATION DES OUVRAGES .....	12
2.1.6. STABILITÉ DE LA FALAISE SURPLOMBANT LE SITE.....	13
<b>2.2. LA ZONE DE CONTACT GRANITE/CORNÉENNES.....</b>	<b>13</b>
<b>2.3. LE SYNCLINORIUM DE DIÉLETTE .....</b>	<b>14</b>
2.3.1. STRUCTURE GÉOLOGIQUE .....	14
2.3.2. PÉTROGRAPHIE ET MINÉRALOGIE .....	15
2.3.3. GÉOLOGIE DU MASSIF DE FONDATION DE LA TRANCHE 3.....	16
<b>2.4. LES FILONS .....</b>	<b>21</b>
<b>2.5. LES REMBLAIS .....</b>	<b>22</b>
<b>3. ÉTUDE SISMOTECTONIQUE.....</b>	<b>22</b>
<b>3.1. SISMICITÉ HISTORIQUE.....</b>	<b>22</b>
<b>3.2. SISMICITÉ INSTRUMENTALE .....</b>	<b>31</b>
<b>3.3. NÉOTECTONIQUE .....</b>	<b>31</b>
3.3.1. INDICES DU MASSIF ARMORICAIN .....	32
3.3.2. INDICES DE LA MANCHE.....	33
<b>3.4. DÉCOUPAGE SISMOTECTONIQUE.....</b>	<b>34</b>
3.4.1. ZONE SISMOTECTONIQUE MANCHE (1).....	34
3.4.2. ZONE SISMOTECTONIQUE « DOMAINE DOMNONÉEN » (2).....	35
3.4.3. ZONE SISMOTECTONIQUE « DOMAINE MANCELLIEN (CADOMIEN ALLOCHTONE) » (3).....	35





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5  
SECTION : -  
PAGE : 2/44  
FLAMANVILLE

3.4.4. ZONE SISMOTECTONIQUE « DOMAINE CADOMIEN AUTOCHTONE » (4) .....	36
3.4.5. ZONE SISMOTECTONIQUE « DOMAINE CENTRE-ARMORICAIN » (5) .	36
3.4.6. ZONE SISMOTECTONIQUE SEINE (6) .....	36
3.4.7. FAMILLE D'ACCIDENTS NNW-SSE .....	37
4. SYNTHÈSE SISMOTECTONIQUE .....	38
4.1. DÉTERMINATION DU SÉISME MAXIMUM HISTORIQUEMENT VRAISEMBLABLE .....	38
4.2. DÉTERMINATION DU SÉISME MAJORÉ DE SÉCURITÉ.....	39
4.3. SPECTRES DE SOL.....	39
LISTE DES REFERENCES .....	40



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 3/44

FLAMANVILLE

**TABLEAUX :**

- 2.5 TAB 1 CARACTÉRISTIQUES DES SÉISMES HISTORIQUES D'INTENSITÉ ÉPICENTRALE SUPÉRIEURE À VI MSK (EXTRACTION DANS UN CARRÉ DE 600 KM DE CÔTÉ CENTRÉ SUR LE SITE)
- 2.5 TAB 2 INDICES DE QUALITÉ UTILISÉS DANS LA BASE DE SISMICITÉ HISTORIQUE SISFRANCE
- 2.5 TAB 3 SYNTHÈSE SISMOTECTONIQUE DES SÉISMES DE RÉFÉRENCE POUR LE SITE DE FLAMANVILLE.

**FIGURES :**

- 2.5 FIG 1 CARTE GÉOLOGIQUE
- 2.5 FIG 2 CEINTURE CADOMIENNE NORD ARMORICAIN
- 2.5 FIG 3 LIMITES STRUCTURALES DU MASSIF ARMORICAIN
- 2.5 FIG 4 DÉCOUPAGE STRUCTURAL DU COTENTIN
- 2.5 FIG 5 MODÈLE SISMOTECHNIQUE RÉGIONAL
- 2.5 FIG 6 SCHÉMA GÉOLOGIQUE DANS LA ZONE DU CAP DE FLAMANVILLE
- 2.5 FIG 7 LEVER GÉOLOGIQUE DES FONDS DE FOUILLE
- 2.5 FIG 8 FRACTURATION DU GRANITE SOUS L'ÎLOT NUCLÉAIRE
- 2.5 FIG 9 DÉCOUPAGE SISMOTECTONIQUE ET SISMICITÉ HISTORIQUE
- 2.5 FIG 10 PROFILS DE SISMIQUE PROFONDE SWAT 9, 10 ET 11
- 2.5 FIG 11 COUPE À L'ÉCHELLE CRUSTALE DU MASSIF VARISQUE
- 2.5 FIG 12 SISMICITÉ INSTRUMENTALE LDG 1962–2008
- 2.5 FIG 13 SPECTRES DE RÉPONSE DE SOL SMHV ET SMS



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 4/44

FLAMANVILLE



## **2.5. GÉOLOGIE GÉNÉRALE DU SITE – SISMICITÉ ET SISMOLOGIE**

### **1. CADRE GÉOLOGIQUE RÉGIONAL**

D'un point de vue géologique, le site de Flamanville appartient au Massif Armoricaïn (voir figure 2.5 FIG 1), essentiellement constitué par un socle granitique et métamorphique d'altitude modérée dont la topographie est marquée par un ensemble de plateaux incisés par l'érosion.

Le Massif Armoricaïn, tel qu'observé aujourd'hui, a été façonné essentiellement par deux orogénèses successives : l'orogénèse cadomienne (620-540 Ma) et l'orogénèse hercynienne (440-290 Ma). Depuis les derniers épisodes d'extension au Permien, seuls quelques petits ajustements intraplaques sont survenus, mais aucun événement tectonique majeur n'a été enregistré.

C'est au cours de l'orogénèse cadomienne (structures N50-60°E) que se structure le socle actuel sur lequel est probablement bâtie la plus grande partie du Massif Armoricaïn. L'orogénèse hercynienne (structures N110-130°E) vient ensuite reprendre les structures cadomiennes, avec de puissants cisaillements dextres E-W à WNW-ESE et un réseau de fractures conjuguées NW-SE dextres et NE-SW sénestres, générées à la fin de l'Hercynien par une compression NS.

Le Massif Armoricaïn apparaît comme une succession de zones synclinoriales au sein desquelles sont conservés les terrains paléozoïques et des zones anticlinoriales, mettant en évidence des terrains initialement plus anciens (Précambrien) ou plus profonds (séries métamorphiques). Il affiche ainsi une structure en éventail de plis hercyniens (voir figure 2.5 FIG 2), pincés vers l'Ouest, ouverts vers l'Est et séparés par des bandes métamorphiques et granitiques.

#### **1.1. LES TROIS GRANDS DOMAINES DU MASSIF ARMORICAÏN**

On distingue classiquement trois grands domaines : les domaines Nord-, Centre- et Sud-Armoricaïn, séparés par deux accidents décrochants d'âge carbonifère : le Cisaillement Nord-Armoricaïn et le Cisaillement Sud-Armoricaïn.

##### **1.1.1. Le domaine Nord-Armoricaïn**

Le domaine Nord-Armoricaïn ou « ceinture cadomienne nord-armoricaïne » se situe entre l'accident de la Manche et le cisaillement Nord-Armoricaïn. Il est constitué de différentes unités (voir figure 2.5 FIG 2), séparées par d'importantes failles liées à la tectonique cadomienne et réactivées durant l'orogénèse hercynienne. Ces unités sont regroupées en deux domaines : le domnonéen et le mancennien, séparés par le contact cadomien majeur, interprété comme un décro-chevauchement à vergence Sud ([38]).

Le domaine domnonéen (ou domaine orogénique) est constitué principalement d'un socle précambrien polymétamorphique et polyorogénique. Il est interprété comme une marge continentale active avec une croûte peu épaisse.

Le domaine mancennien (ou domaine continental), est caractérisé par un Précambrien jeune, le Briovérien, plissé lors de l'orogénèse cadomienne et percé de granites antérieurs au dépôt épicontinental des séries primaires. Il est interprété comme un bassin d'avant-arc ([42]) et est également appelé « bloc cadomien autochtone » en opposition au « bloc cadomien allochtone ».



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5  
SECTION : -  
PAGE : 6/44  
FLAMANVILLE

Le « chevauchement majeur cadomien » (MCT) définit la limite entre ces deux domaines. Il s'agit de la faille de Belle-Isle-la Fresnaye ([37], [41], [43]), orientée N060°E. Elle correspond à un changement brutal de conditions métamorphiques ainsi qu'à une différence de topographie. Elle limite plus précisément les unités de St-Brieuc et Saint-Malo, composées de migmatites de différentes densités. Les modèles gravimétriques, en accord avec ces observations, permettent de définir la faille comme étant sub-verticale de la surface jusqu'à 1-2 km de profondeur puis fléchissant avec un pendage vers le Nord ([46], [57]).

Pour Baize ([35]), cette faille a pour nom « faille de Coutances » et souligne le découplage tectonique entre le Sud-Cotentin et le Centre Cotentin. Ce découplage semblerait actif depuis la fin du Pliocène et la faille de Coutances jouerait en décrochement dextre avec une composante verticale. Au Nord de l'accident, la région serait en extension selon la direction NE-SW, compatible avec les failles normales N130°E qui limitent les bassins subsidents. La zone subsidente semble s'amortir à l'Ouest le long du prolongement vers le Nord du décrochement senestre d'Avranches, à l'Est de Jersey. Elle serait actuellement bloquée par le prolongement septentrional de la faille de la Mayenne qui longerait la côte orientale du Cotentin (voir figure 2.5 FIG 4). Dans ce schéma, le Nord Cotentin en surrection serait situé dans un relais compressif de deux décrochements WSW-ENE. Ce schéma présenté dans la figure est en accord avec les mécanismes au foyer analysés dans la région ([32]).

### **1.1.2. Le domaine Centre-Armoricain**

Le domaine Centre-Armoricain possède une couverture paléozoïque qui a été soumise à des déformations hercyniennes et des intrusions granitiques d'importance croissante vers le Sud-Ouest et vers l'Ouest. Sur sa bordure septentrionale, ce domaine vient s'appuyer contre le bloc Nord-Armoricain, puis est limité par la zone du Menez-Belair et par le Cisaillement Nord-Armoricain (ZCNA).

La limite méridionale est constituée en partie par le Cisaillement Sud-Armoricain (ZCSA) depuis la pointe du Raz jusqu'aux environs de la Roche-Bernard, relayé ensuite vers l'Est par une portion de la faille de Nort-sur-Erdre et le bassin carbonifère d'Ancenis. Les caractéristiques principales de ce domaine découlent d'une évolution intracontinentale à un niveau relativement peu profond de la croûte par comparaison avec le domaine Sud-Armoricain.

### **1.1.3. Le domaine Sud-Armoricain**

Le domaine Sud-Armoricain, tout comme le domaine Nord-Armoricain, se divise en deux grands domaines : le domaine ligérien et le domaine de l'Anticlinal de Cornouaille, séparés obliquement par une puissante zone de cisaillement (la zone broyée sud-armoricaine). Le socle métamorphique et la couverture primaire sont encore bien identifiables dans le domaine ligérien, alors que la distinction devient difficile dans le domaine de l'Anticlinal de Cornouaille.

Les témoins sédimentaires paléozoïques sont rares et les granitoïdes sont très nombreux et d'âges variés. Les métamorphismes de haut grade atteignant la fusion de la croûte continentale ou associés à la haute pression (schistes bleus de l'île de Groix, éclogites de Champtoceaux) et affectant parfois d'anciens témoins océaniques, soulignent l'originalité de ces régions méridionales.

Ainsi, par comparaison, il semble que le domaine Sud-Armoricain représente une région beaucoup plus complexe que les autres régions armoricaines, le Léon mis à part.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 7/44

FLAMANVILLE

## 1.2. CADRE TECTONIQUE RÉGIONAL

La situation actuelle du Massif Armoricaïn et plus particulièrement celle du Cotentin, est celle d'un socle cristallin situé en dehors d'une marge active de la zone européenne. Dans un tel contexte intraplaque, les déformations sont le plus souvent localisées sur les discontinuités tectoniques préexistantes, réactivées maintes fois au cours de l'histoire tectonique du massif, en fonction de l'évolution du champ de contraintes. Il s'agit d'une tectonique de blocs stables, délimités par de grands accidents (ZCNA, ZCSA, Faille de Quessoy, etc.). En effet, au cours des 2 derniers millions d'années, les accidents vieux de 200 à 300 Ma, tels la ZCSA ou la faille de Quessoy, sont associés à des basculements de blocs en liaison avec un bombement suite à une compression NE-SW ([39]). La ZCSA apparaît comme une structure profondément enracinée dans la lithosphère, contrairement à la ZCNA ([49]), ce qui peut expliquer l'activité sismique plus forte. De plus, la trace topographique très nette du Cisaillement Sud-Armoricaïn, associée à un abaissement relatif du compartiment Sud, entre Nantes et Lorient, suggère une activité de cette faille pendant le Quaternaire.

Le modèle sismotectonique actuel de la région correspond à un régime de contraintes en décrochement avec une compression globalement orientée NW-SE, s'exerçant sur un socle affecté par de nombreux accidents hérités de la longue histoire tectonique du massif (voir figure 2.5 FIG 5).

Malgré les difficultés à déterminer avec précision les mécanismes au foyer de la région, les récentes études sismotectoniques semblent être en accord sur le régime de contraintes du Massif Armoricaïn.

En Normandie, les petits séismes affichent des déformations assez diverses, avec toutefois une prédominance de failles normales et décrochantes orientées NW-SE.

En Bretagne, la tendance est au mouvement décrochant sénestre sur les structures N60°E à N85°E associé à une composante inverse, alors que dans la ZCSA, ils montrent un mouvement normal décrochant dextre sur des structures N90°E à N130°E (voir figure 2.5 FIG 5).

Dans le Nord du Massif Armoricaïn, la compression maximale horizontale est orientée NNW-SSE à NW-SE alors qu'au Sud du Massif, le régime correspond à une zone d'extension orientée NE-SW (voir figure 2.5 FIG 5).

## 2. CADRE GÉOLOGIQUE LOCAL

Le site de Flamanville se trouve sur la bordure occidentale du batholite granitique de Flamanville (voir figure 2.5 FIG 6), intrusif dans une série sédimentaire paléozoïque (Dévonien) plissée, qu'il métamorphise et refoule à son contact (synclinorium de Diélette).

A l'échelle du site, il convient de distinguer (voir figure 2.5 FIG 7) :

- La partie orientale où le substratum rocheux est constitué de granite,
- La partie occidentale, où le substratum est constitué de terrains métamorphisés, dénommés abusivement cornéennes.

Par conception lors de l'ouverture du site de Flamanville en 1979, l'îlot nucléaire est entièrement fondé sur le massif granitique. Sur la tranche 3, le contact granite / cornéennes recoupe la salle des machines à son tiers oriental.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 8/44

FLAMANVILLE

La particularité géologique tient à la présence dans les terrains métamorphiques de couches riches en fer (hématite et surtout magnétite apparaissant plus ponctuellement mais en quantité importante). La présence de ces couches a généré une exploitation minière sous-marine s'étendant devant la tranche 3 et dans une moindre mesure devant la tranche 2.

## **2.1. LE GRANITE DE FLAMANVILLE**

Le batholite granitique a une forme régulière voisine d'une ellipse dont le grand axe est orienté E-W, sa longueur est de 7 Km environ, et le petit axe N-S mesure 4,5 Km (voir figure 2.5 FIG 6). La surface totale du massif est de l'ordre de 25 km<sup>2</sup> environ.

Le granite de Flamanville demeure l'exemple d'un diapir syntectonique dont la mise en place s'exerce postérieurement au paroxysme orogénique mais demeure contemporaine des stades ultimes de la déformation régionale. La mise en place de ce granite s'effectue à l'emporte pièce au sein d'une croûte superficielle froide dans laquelle il développe un thermométamorphisme atteignant le faciès des cornéennes à pyroxène. Elle est associée à des injections tardives de filons de microgranite et d'aplite.

Le granite de Flamanville pourrait tirer son origine d'une fusion de la croûte inférieure en liaison avec une éventuelle remontée du manteau s'effectuant le long du chevauchement majeur cadomien.

### **2.1.1. Pétrographie**

Le granite de Flamanville est un monzogranite sub-alkalin, à grains équants.

Il se compose de quartz (entre 28 et 36 %) de feldspaths (environ 60%) de micas (5 à 11 %), d'amphiboles (1 à 11 %) et de minéraux accessoires (<1 %).

Le quartz se présente sous la forme de cristaux grenus de 0,3 à 0,4 mm.

Les feldspaths alcalins sont majoritaires (30 à 32 %). Ils se présentent sous la forme d'orthose perthitique ou microcline en cristaux de 3 à 6 mm. Les feldspaths plagioclases correspondent principalement au pôle sodique (albite / oligoclase). Ils apparaissent sous la forme de cristaux maclés et zonés d'environ 2 mm. Des myrmékites sont également présentes.

Les micas apparaissent sous la forme de biotite automorphe. Ils sont accompagnés de hornblende verte (amphibole) en petits cristaux de 0,2 à 0,5 mm.

Les minéraux accessoires sont le sphène (nésosilicate, souvent altéré en xanththane), l'apatite, l'aégyrine (clinopyroxène alcalin), la chlorite, le zircon et la magnétite.

Les fractures du granite sont parfois tapissées, surtout à l'approche du contact avec les cornéennes par des épidotes fibro-radiées et des sulfures (pyrite et chalcopyrite).

### **2.1.2. Fracturation**

La rosace des discontinuités (voir figure 2.5 FIG 8), établie à partir du comptage des familles relevées sur le fond de fouilles de l'îlot nucléaire de la tranche 3, montre l'existence de plusieurs familles, sans hiérarchisation directe puisqu'en général très bien exprimées dans certaines zones et pratiquement absentes ailleurs.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 9/44

FLAMANVILLE

Ce sont des familles globalement très pentées, sauf localement où les pendages peuvent s'abaisser jusqu'à 45°. Une famille (famille A) apparaît toutefois très largement prédominante, autant par sa fréquence que par sa persistance.

Cette famille A correspond probablement aux fissures de retrait thermique du granite. D'orientation globale N110°E, son orientation est en fait rayonnante par rapport au batholite, variant dans le détail entre N105°E et N130°E dans l'emprise de la tranche. Elle est subverticale, avec un pendage variant entre 70°N et 70°S. Ces fractures ont une extension très fréquemment décamétrique. Certaines se suivent parfois sur près d'une centaine de mètres.

Leur espacement est très variable, typiquement de l'ordre de 2 m, en variant en réalité entre 5 m en de rares endroits et 10 cm dans les faisceaux de fractures.

Ce sont en général des fractures sèches, à lèvres jointives et de surface très peu rugueuse, sauf bien entendu lorsqu'elles sont l'objet d'une altération hydrothermale. Certaines diaclases de la famille A sont apparues ouvertes avec un remplissage incomplet par de la calcite ou du quartz.

Par leur mode d'apparition (fissures de tension lors du retrait thermique), cette famille correspond également à la direction des filons d'aplite ainsi qu'aux grandes zones d'altération hydrothermale. On peut en effet penser que les fluides tardifs (magmas ou eau) sont préférentiellement remontés par ces discontinuités offrant peu de résistance à la traction.

Une seconde famille est également bien représentée : la famille B, d'orientation globale N35°E et de pendage très redressé. L'extension de ces fractures est moindre que celle de la famille A, mais leur espacement est typiquement de l'ordre du mètre, rarement supérieur à 2 m et fréquemment de l'ordre de 20 cm (surtout à l'Est de la tranche). Ce sont également des diaclases sèches, à lèvres jointives. Elles font par contre exceptionnellement l'objet d'une altération de type hydrothermal.

La troisième famille est représentée essentiellement dans la partie Nord de la tranche (HN, HLI HLD, HDC HDD). Il s'agit de diaclases d'orientation globale N150°E, à pendage vers le Sud. Leurs lèvres sont jointives et leur surface très ondulée. Leur persistance est plurimétrique, avec un espacement variable entre 0,5 et 2 m.

Les autres familles sont moins bien représentées. Il s'agit en général de fractures très locales, comme par exemple :

- Talus Nord de HDC et HDD, où la direction prédominante de diaclase est N70°E, avec un pendage variant entre 45 et 65° SE, et une persistance plurimétrique,
- Un grand joint plongeant vers le Sud, d'orientation N90°E, plongeant de 20 à 30° vers le Nord et d'extension pluri-décamétrique, a affecté la fondation de la tour d'accès HW,
- Quelques rares joints subhorizontaux ont été observés en partie supérieure des fouilles. Exacerbés par les effets arrières des anciens tirs de déroctage en masse, ces joints subhorizontaux ont été observés dans l'emprise de HQA HQB, et ont été attribués à la décompression du massif. Leur maille demeure faible (0,5 / m environ).

### **2.1.3. Altération**

L'altération du granite est essentiellement une altération hydrothermale. L'altération météoritique ne concerne en effet pas les niveaux de fondation des ouvrages de la tranche, eu égard à la couverture rocheuse qui préexistait avant les terrassements en grande masse de 1979/80 à l'ouverture du site.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 10/44

FLAMANVILLE

Cette altération hydrothermale affecte de façon spectaculaire les joints les plus continus du massif granitique, c'est-à-dire essentiellement, à l'échelle de la tranche, les joints de retrait thermique qui rayonnent depuis le centre du batholite vers l'extérieur (famille A). Les autres joints sont nettement moins affectés, même si des relais en « Z » peuvent localement exister (voir figure 2.5 FIG 7).

L'altération hydrothermale montre clairement une progression depuis les lèvres de la fracture vers l'intérieur du massif, altérant les minéraux sur des largeurs typiquement inférieures au mètre. Les zones altérées de largeur supérieure au mètre résultent en fait la coalescence de plusieurs fractures.

Cette altération hydrothermale est clairement visible par le nuancier de couleurs qu'elle engendre. Le nuancier est le suivant, depuis le massif sain vers le centre de la fracture :

- Rosé,
- Rouge,
- Blanc.

Le nuancier évolue ensuite au cœur de la fissure selon une logique qu'il est difficile d'appréhender, car la couleur paraît plus liée à la présence ou à l'absence de tel ou tel élément trace qu'à la présence en masse de minéraux particuliers :

- Vert, probablement lié à la présence de magnésium ; la couleur verte n'a jamais été rencontrée associée à la couleur jaunâtre ou à la calcite,
- Jaunâtre à ocre, probablement lié à la présence de titane, qui est la couleur la plus souvent représentée et est parfois accompagnée en son centre par un filonnet de calcite,
- Remplissage plus ou moins complet par de la calcite ou du quartz.

Les analyses effectuées montrent que :

- les premiers stades d'altération (passage du stade granite sain à granite légèrement altéré dans la masse) se traduisent par une séricitisation des feldspaths plagioclases et par une pigmentation par les oxydes de fer (rubéfaction par altération des micas),
- Les stades ultérieurs (passages du stade granite légèrement altéré dans la masse à granite totalement altéré, en gore sableux ou argileux) se traduisent par une altération marquée des plagioclases (altérés en smectites, donnant l'aspect blanchâtre à la matrice rocheuse), des micas (illitisation) et des feldspaths potassiques (altérés en kaolinite),
- Le remplissage argileux correspond à la présence de smectites et de kaolinite, sauf dans quelques rares cas car certains échantillons ont montré de très faibles proportions de smectites ou de kaolinite, qui pourraient alors avoir été lessivées.

Cette altération hydrothermale s'accompagne également de minéralisations simples (sans altération de la matrice rocheuse) des diaclasses du granite : épidotes fibroradiés, sulfures,...

Cette altération hydrothermale peut également se traduire par la présence de montmorillonite sous forme de microfissures intra ou inter-cristallines au sein même de la matrice du granite en dehors de toute discontinuité. Des paillettes microscopiques de phyllosilicates sont visibles au cœur des feldspaths.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 11/44

FLAMANVILLE

S'agissant d'une altération per ascencum, le degré d'altération des discontinuités verticales ne s'atténuant pas avec la profondeur à l'échelle des fouilles. On peut estimer que la surface concernée par cette altération hydrothermale à la cote des fonds de fouille (voir figure 2.5 FIG 7) varie entre 6 % (sous l'ensemble du radier commun de l'IN) et 21 % (sous HF, où elle semble exacerbée par la proximité du contact avec les cornéennes).

## 2.1.4. Caractéristiques géotechniques du massif granitique

### 2.1.4.1. Caractéristiques dynamiques

Les caractéristiques dynamiques ont été établies à partir des données recueillies sur site lors des études de Flamanville 1-2 (1979-1980) et lors des études de Flamanville 3-4 en 1993.

Des essais down-hole, un essai cross-hole, des profils de sismique réfraction et des essais de transparence sismique ont été réalisés. Ils ont mis en évidence l'anisotropie<sup>1</sup> du granite dans le plan horizontal, selon une direction cohérente avec la prédominance de la famille A.

Ces essais ont également mis en évidence une forte anisotropie (jusqu'à 1,5) des vitesses entre le plan horizontal et le plan vertical.

Compte tenu de l'anisotropie marquée du granite, les caractéristiques dynamiques dans les plans horizontaux (trajet H) et verticaux (trajet V) ont été individualisés et les valeurs retenues sont les suivantes :

	Vs (m/s)	Vp (m/s)	Gd <sub>max</sub> (MPa)	vd	Ed <sub>max</sub> (MPa)
Trajet H	2100	4400	12 000	0,35	32 000
Trajet V	2500	5500	17 000	0,37	45 000

où

- Vp : vitesse de propagation des ondes de compression
- Vs : vitesse de propagation des ondes de cisaillement
- Gd<sub>max</sub> : module dynamique de cisaillement aux très petites déformations
- Ed<sub>max</sub> : module dynamique de compression aux très petites déformations
- vd : coefficient de Poisson dynamique

### 2.1.4.2. Caractéristiques statiques

L'analyse des tassements observés sous les bâtiments réacteurs des tranches 1 et 2 donne un module équivalent à long terme compris entre 10 000 +/- 4 500 MPa pour le BR1 et 5 100 +/- 1 500 MPa pour le BR2.

En accord avec les modules dynamiques, la valeur de module statique (à long et court termes) est de l'ordre de 10 000 MPa.

1. anisotropie : qualité d'un milieu dont les propriétés varient suivant la direction selon laquelle on les évalue.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 12/44

FLAMANVILLE

### **2.1.4.3. Caractéristiques pressiométriques**

#### **2.1.4.3.1. Granite fracturé**

Ce faciès correspondait au massif rocheux affecté par les effets arrière des tirs de masse de 1978-79. Il n'est plus présent sous les ouvrages de la tranche 3, où il a été décapé. L'épaisseur de ce faciès variait entre 1 et 2 m au droit de la tranche 3

Les 16 essais pressiométriques réalisés donnent les résultats suivants :

- $PI^*$  : 3,75 MPa en moyenne géométrique (0,79 à 5,5 MPa),
- $E_M$  : 110 MPa en moyenne harmonique (44 à 723 MPa),
- $E_M/PI^*$  : 67 en moyenne.

#### **2.1.4.3.2. Granite fermé**

16 essais pressiométriques ont été réalisés dans le granite fermé constituant la fondation de l'îlot nucléaire. Ils permettent de caractériser les six premiers mètres de ce faciès, qui constitue la fondation des ouvrages.

- $PI^*$  : 7,5 MPa en moyenne géométrique (4,6 à > 8 MPa),
- $E_M$  : 925 MPa en moyenne harmonique (257 à 8852 MPa).

#### **2.1.4.4. Essais en laboratoire**

Des essais de caractérisation ont été réalisés en laboratoire, à partir d'un nombre très réduit d'échantillons.

Les valeurs moyennes obtenues sont les suivantes :

- Poids spécifique apparent sec : 2,67 t/m<sup>3</sup>,
- Teneur en eau : 0,15 %,
- Porosité : 0,24 %,
- Résistance à la compression (échantillons de diamètre 60 mm après module) : 103 MPa,
- Résistance à la traction indirecte : 8 MPa (sain) à 1,8 MPa (altéré),
- Module matriciel de l'ordre de 100 GPa.

### **2.1.5. Traitement du massif de fondation des ouvrages**

Le massif granitique présentant d'excellentes caractéristiques géotechniques, seules quelques bandes correspondant à des zones d'altération hydrothermale ont été traitées par purge et substitution.

Le traitement de ces zones a été adapté au cas par cas au mode de fondation du bâtiment qui les surmonte.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 13/44

FLAMANVILLE

Tous les bâtiments étant sur radier et compte tenu de l'extension limitée de ces zones, les traitements ont été très réduits et pratiquement nuls dans l'emprise du radier commun de l'îlot nucléaire.

Ils ont consisté en une purge du matériau jugé de mauvaise qualité et sa substitution par un béton dit de comblement. Ces traitements ont toujours concerné de faibles surfaces :

- Une zone de gore, transversalement à l'axe de la galerie HGG,
- Une bande altérée de gore dans la fosse de HF,
- Une bande de gore altéré dans l'emprise de HK,
- Une bande de gore dans la galerie de précontrainte.

Ces purges étaient limitées à quelques décimètres de profondeurs. Elles correspondaient à un matériau évolutif, évoluant vers un stade argileux soit parce que le fond de fouille avait été laissé ouvert trop longtemps avant mise en place du béton de propreté, soit parce que situé en point bas avec une très mauvaise gestion des eaux d'écoulement.

Effectué préalablement à tout relevé géologique, le nettoyage très soigné du fond de fouille permet de garantir une excellente accroche des radiers des bâtiments au massif rocheux de fondation.

### **2.1.6. Stabilité de la falaise surplombant le site**

Cette falaise a été créée lors des déroctages en grande masse des années 1978/1979. La partie inférieure de la falaise (entre +12 et +42 NGF) a été pré-découpée afin de limiter la décompression associée aux effets arrières des tirs.

L'analyse structurale des discontinuités dans le granite conduit à écarter tout risque d'instabilité d'ensemble de la falaise du site. Le pendage moyen des discontinuités pentées vers l'Ouest correspond grossièrement au fruit actuel de la falaise (englobant les risbermes, à savoir 1H/1V à 3H/2V au-dessus de +42 NGF et subvertical avec risberme entre +12,4 et +42 NGF).

La falaise était revêtue, entre les cotes +12,4 NGF (plate forme site) et +42 NGF (haut de la risberme) par un revêtement en gunite associé à un boulonnage ou un treillis soudé. Ce revêtement répond à une double exigence : stabiliser les dièdres et les blocs instables et protéger le granite de l'altération météoritique.

Ce revêtement a été intégralement régénéré en 2008-2009, avec purge des zones fissurées et des plaques de gunite décollées, puis revêtement total de la falaise entre +12,4 et +42 NGF par un treillis soudé associé à un béton projeté d'une épaisseur de 15 cm sur pointes, l'ensemble étant ancré au granite par des boulons à raison d'un boulon tous les 5 m<sup>2</sup>.

## **2.2. LA ZONE DE CONTACT GRANITE/CORNÉENNES**

Cette zone se distingue par une complexité tectonique accrue et un degré avancé d'altération dans les cornéennes.

D'une manière générale, le contact granite / cornéennes n'est pas régulier, mais il est toujours apparu comme sec et fermé.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 14/44

FLAMANVILLE

Ce contact correspond majoritairement à une couche de minerai de fer (voir figure 2.5 FIG 7). Lorsqu'il a été observé sur les talus, le contact est apparu vertical.

De multiples granitoïdes (aplite, microgranite, granite,...) jalonnent cette zone de contact, rendant la surface très tourmentée. Les avancées de granitoïdes se présentent sous la forme d'apophyses, de flammèches et de filons. Ces granitoïdes sont en général très altérés.

## **2.3. LE SYNCLINORIUM DE DIÉLETTE**

### **2.3.1. Structure géologique**

Cette série constitue le flanc Sud du synclinal de Siouville, vaste structure d'extension régionale durant la phase dévonienne de l'orogénèse hercynienne (voir figure 2.5 FIG 6). Il s'agit d'un pli dissymétrique et déversé vers le Sud, et affectant des terrains d'âge cambrien à dévonien inférieur (= Siégénien). L'axe de ce synclinal est orienté ENE-WSW ; il est faiblement penté vers le WSW.

A proximité du site de Flamanville, la structure de la série sédimentaire est en relation avec la mise en place du batholite.

La mise en place « à l'emporte pièce » du pluton granitique syntectonique au sein du flanc Sud du synclinal de Siouville s'est accompagnée de plusieurs phénomènes affectant grandement la structure de la série sédimentaire (voir figure 2.5 FIG 6) :

- Refoulement des couches sédimentaires par l'intrusion du pluton granitique, d'où l'apparition de nouveaux plis (moulés sur la bordure occidentale du pluton, c'est-à-dire présentant des axes grossièrement parallèles à la côte) au sein des terrains les moins compétents de la série. Ces plis, d'amplitude hectométrique, sont en général faiblement déversés. Toutefois, à proximité immédiate du massif, c'est à dire dans les premières centaines de mètres à partir du rivage, ces plis peuvent avoir évolué en plis-failles et apparaître assez fortement déversés. Ce vaste ensemble de synclinaux, anticlinaux, plis-failles est nommé « synclinorium<sup>2</sup> de Diélette ». Sa forme générale est concave, tournée vers l'Est et son axe est orienté parallèlement au rivage. Se développant essentiellement dans le domaine marin, il est fermé à ses deux extrémités Sud et Nord. Le point bas du synclinal semble se situer sensiblement au centre de la structure à la hauteur du grand axe du batholite granitique. Dans le détail, les synclinaux élémentaires peuvent néanmoins avoir des plongements inversés par rapport au plongement principal. Les principales failles recoupent le synclinorium selon une direction sub-parallèle à la côte, parallèlement à l'axe des plis élémentaires du synclinorium.
- Apparition de vastes zones cisailantes accommodant cette déformation plicative au large, avec une orientation N20°E et N110°E.
- Ouverture et injection de filons de microgranite de plusieurs mètres de large, dans des directions préférentielles perpendiculaires à la côte.
- Apparition d'une schistosité dans les formations les moins compétentes.

---

2. Synclinorium : structure synclinale complexe plus ou moins faillée, constituée par des synclinaux élémentaires.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 15/44

FLAMANVILLE

### 2.3.2. Pétrographie et minéralogie

Ce métamorphisme de contact a engendré une grande variabilité lithologique, fonction des lithologies de la série sédimentaire originelle, d'âge siégenien et geddinien : schistes et calcaires de Néhou (grès calcaires et grès à gangue phylliteuse), Grès de May et schistes.

Dans ces faciès, un litage est parfois observé à l'œil nu. Cependant la correspondance de ce litage avec une stratification n'est pas évidente, le métamorphisme développé par l'intrusion granitique étant polyphasé. Le flux thermique a précédé le gonflement et la mise en place du pluton granitique. Il y a donc eu une première recristallisation « statique » qui a précédé un métamorphisme « dynamique » synchrone du développement des plis et de la schistosité associée.

L'évolution des foliations ainsi que des paragenèses peut se résumer comme suit :

1. Tout d'abord, le métamorphisme statique se surimpose à la stratification des roches sédimentaires. Les minéraux qui caractérisent ce voile thermique croissent librement dans le plan de stratification sous forme de tâches allongées mais sans orientation préférentielle. Il y a donc « fossilisation » de la stratification (foliation 1 bien visible à l'œil nu).
2. Puis la paragenèse dynamique se développe, formée de minéraux ayant poussé sous pression et de manière orientée. Bien souvent cette foliation 2 est également parallèle à la stratification mais elle se différencie très bien à la faveur des plis : on observe ces minéraux dans les plans de schistosité de plan axial des charnières des plis présents dans l'auréole, et contemporains de la mise en place du granite.
3. Une troisième paragenèse statique (chlorite) peut apparaître (rétrométamorphisme lors du refroidissement) à la fois dans la foliation 1 et la foliation 2. Le développement de chlorite, par rétométamorphisme ne peut, sensu stricto, pas être considéré comme un phénomène d'altération.

Sur le site de la tranche 3 de Flamanville, on distingue :

1. Les cornéennes micacées de couleur noire, plus ou moins bleuâtres. Elles ne présentent aucun aspect de foliation ou de schistosité. La biotite est le minéral dominant, en association avec le quartz et les feldspaths potassiques. Ce faciès est en général riche en magnétite. La roche mère correspond probablement à un grauwacke plus ou moins alumineux ou calcique, voire localement à des schistes.
2. Les cornéennes à pyroxènes de couleur vert pâle à blanchâtre, à gris clair. Le diopside est le minéral dominant, en association avec le quartz et des feldspaths plagioclases (albite et oligoclase) Le principal minéral accessoire est le sphène. Ce faciès est en général riche en sulfures (pyrite, marcassite, pyrrhotite, chalcopyrite, mispickel) et pauvre en minéraux opaques (magnétite et oligiste). La roche mère correspond probablement à un quartzite calcique ou un calcaire silico-alumineux et ferrugineux. De nombreuses variantes existent au sein de ce faciès : grenatifère, à épidote (pistachite,) ou à wollastonite (donnant un aspect nacré à la cornéenne).
3. Les cornéennes à amphiboles de couleur variable selon le minéral prédominant : vert foncé pour l'actinote, vert pour la hornblende ou gris verdâtre pour la trémolite. La hornblende et la trémolite actinote sont prédominants, en association avec le quartz et des plagioclases. Plusieurs variantes sont identifiées : à épidotes, à grenats ou rubanées à diopside.

Intercalés dans la série, on trouve :

- Des quartzites,
- Des épidotites (pistachite donnant une couleur vert pistache caractéristique), intercalées sous forme de minces bandes dans les cornéennes à pyroxène,



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 16/44

FLAMANVILLE

- Des grenatites sous forme de couches denses de couleur rose à brun clair, altérées en brun rougeâtre,
- Des cipolins.

La particularité géologique tient à la présence de couches riches en fer (hématite et surtout magnétite apparaissant plus ponctuellement mais en quantité importante). Le minerai originel correspond à une oocalcarénite contenant des oolithes d'oxydes de fer et de calcite de taille maximale 0,5 mm prise dans une gangue pouvant être constituée soit de calcite, soit de pyroxène, soit d'amphibole.

Les informations géologiques issues du dossier de fermeture de la mine ([60]) sont parfaitement cohérentes avec les informations recueillies lors du levé géologique de fond de fouilles (positionnement des couches de minerai, des filons d'aplite, des failles).

La direction des couches est N30°E (grossièrement parallèles à la ligne de rivage). Cette direction correspond grossièrement à la direction de l'axe des plis.

Dans l'emprise de la tranche, les couches sont toujours très redressées, avec un pendage variant entre 70°NW et 70°SE.

### 2.3.3. Géologie du massif de fondation de la tranche 3

Les ouvrages concernés par une fondation sur le massif métamorphique sont les deux tiers occidentaux de la salle des machines, la quasi totalité du Pole Opérationnel d'Exploitation, le bâtiment de collecte et de traitement des effluents, la station de pompage et les bassins de rejet et pré-rejet ainsi qu'une partie des ouvrages enterrés.

On distingue les horizons suivants, depuis le contact avec le granite à l'Est vers la mer à l'Ouest, sur une transversale correspondant grossièrement à l'axe de la tranche. La numérotation correspond à la numérotation sur le tracé de coupe de la figure 2.5 FIG 7 :

1. **Couche de minerai** au contact avec le granite, avec apophyses et filons : minerai riche en biotite et renfermant parfois des grenats. Sa largeur maximale (non corrigée de l'effet du pendage) est de l'ordre de 5 m,
2. **Cornéennes micacées** sur une largeur de 11 m environ. Dans le détail :
  - Cornéennes micacées : 2 m environ,
  - Fine bande de quartzites : 0,5 m,
  - Cornéennes pyroxéniques, avec un peu d'épidote : 1 m environ,
  - Couche de quartzites riches en feldspaths : 1m environ,
  - Cornéennes rubanées (bandes pyroxéniques à épidote et bandes micacées) : 3 m environ,
  - Grenatites, avec diopside et un peu d'épidote : 1 m environ,
  - Cornéennes pyroxéniques à wollastonite : 0,5 m environ,
  - Cornéennes micacées sur une largeur de 2 m environ.
3. Sur une largeur de 28 m : **cornéennes rubanées** à alternances de bandes :
  - Pyroxéniques à wollastonite et parfois à grenat, formant le faciès prédominant de cette alternance,
  - Micacées,



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 17/44

FLAMANVILLE

- Grenatifères,
- Quartzitiques riches en feldspaths.

Cet horizon présente des zones très altérées et une faille de largeur plurimétrique, conforme à la stratification : F1.

4. Sur une largeur de 20 m : **quartzites** clairs.
5. **Minerai** : sur une largeur de 8 m en englobant un intercalaire de cornéennes rubanées, cette couche est répertoriée « ensemble de la 5<sup>ème</sup> couche, de la 4<sup>ème</sup> couche Banc du Mur et de la 4<sup>ème</sup> couche Banc du Toit » dans les plans du fond de la mine.
6. Sur une largeur de 26 m :
  - Sur 12 m **alternance** de cornéennes, présentant des zones très altérées :
    - Pyroxéniques avec épidotes, grenats et calcite ; c'est le faciès prédominant de l'alternance,
    - Micacées (biotite),
    - Bandes quartzitiques,
  - Sur 1 m environ : **cornéennes rubanées** pyroxéniques riches en pyrite,
  - Sur 9 m environ : **alternance** de bandes de 5 à 50 cm d'épaisseur de cornéennes micacées grenatifères et de cornéennes pyroxéniques riches en épidotes,
  - Sur 2,5 m environ : **cornéennes rubanées** pyroxéniques avec grenats, épidotes et pyrite.
7. **Minerai** : cette couche est répertoriée « 6<sup>ème</sup> couche » dans les plans de fond de la mine. Sa largeur est environ 6 m (en empiétant très probablement sur une couche de cipolins pyroxéniques, riches en magnétite et pyrite, avec des enclaves de grenatites) avec lequel la distinction n'est pas aisée.
8. sur une largeur de 29 m environ : **alternance** de cornéennes micacées et amphibolitiques et moins fréquemment pyroxéniques à pyrite. Cet horizon contient également une zone de brèches et micro brèches recristallisées par de la calcite et jalonnée de concentrations de galène, sur une largeur pouvant localement atteindre 7 m. C'est la faille F2.
9. **Couche de minerai** : correspondant à la « 7<sup>ème</sup> couche » dans les plans du fond de la mine, elle apparaît sous la forme de deux étroites bandes séparées par des intercalaires de cornéennes micacées, sur une largeur 1,5 m environ.
10. sur une largeur supérieure à 36 m : **cornéennes micacées et cornéennes à amphiboles** avec axe synclinal (inversion du pendage des couches). Cet horizon est découpé par une petite faille (F3 largeur 1 m) avec microbrèches, jalonnée de calcite, de pyrite et de chlorite.

#### 2.3.3.1. Altération

La distribution de l'altération dans les cornéennes est hautement plus complexe que dans le granite.

Contrairement au granite, pour lequel la couverture verticale existant avant les terrassements était importante, l'altération superficielle météorique peut affecter le massif de cornéennes sur une épaisseur de quelques mètres. Cette altération superficielle se surimpose à l'altération hydrothermale.

L'altération hydrothermale des cornéennes affecte principalement deux zones de la série :

- Les cornéennes rubanées entre le contact et la faille F1 (couche n°3 sur la figure 2.5 FIG 7),





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 18/44

FLAMANVILLE

- Les cornéennes rubanées (couche n°6 sur la figure 2.5 FIG 7), entre les deux couches de minerai de fer (couches n°5 et 7 sur la figure 2.5 FIG 7)

Cette altération hydrothermale semble donc se concentrer sur les faciès de cornéennes rubanées ou des cornéennes pyroxéniques.

Elle se traduit sous des formes très variées, s'étendant entre deux pôles :

1. Bandes argileuses bien localisées, souvent associées aux zones de failles sur des largeurs métriques, mais également jalonnant les joints stratigraphiques sur des largeurs d'ordre centimétrique,
2. Microfissuration remplie de calcite ou de phyllosilicates, plus ou moins imperceptibles à l'œil, mais rendant le rocher très « cassant ».

Les zones argileuses analysées par diffractométrie aux rayons X ont montré la prédominance des smectites et des interstratifiés illite-smectites, la richesse en illite et la faible teneur (relative par rapport à la roche initiale) en quartz et feldspaths. Les diagrammes de diffraction montrent de larges pics traduisant une faible cristallinité (dégradations de la cristallinité initiale et mélange entre différents phyllosilicates).

#### **2.3.3.2. Fracturation**

Les joints les plus persistants des cornéennes sont sans contexte les joints de stratification de direction N30°E, à fort pendage. Au sein d'une même couche ces joints demeurent ténus et ne peuvent être suivis à l'œil, sauf lorsqu'ils sont jalonnés par un matériau d'altération (typiquement phyllosilicates). Les contacts entre les couches sont par contre très bien marqués.

La principale famille de fracturation correspond à la famille A, d'orientation N110° et de fort pendage. Comme dans le granite cette fracturation est parfois associée à des filons d'aplite. Sa maille varie entre 1 et 10 / m.

Ce sont en général des fractures sèches, sauf localement où elles peuvent être associées à des filonnets de calcite.

Dans certaines zones, l'intersection entre des joints de stratification serrés et une importante maille de fracturation sur la famille A a donné lieu à un débit cubique du massif rocheux.

Plusieurs failles ont été rencontrées dans les cornéennes. Ce sont, depuis l'Est (contact avec le granite) vers l'Ouest :

- Faille F1, parfaitement conforme à la stratification, donc présentant une direction globale de N30°E. Cette faille argileuse a une largeur de l'ordre de 2 à 4 m. Elle se présente sous la forme d'un cortège très coloré de différentes argiles. Elle recoupe la Salle des Machines en son milieu. Elle a été purgée et substituée totalement dans l'emprise de la Salle des Machines, notamment dans l'emprise du Groupe Turbo-Alternateur.
- Faille F2, qui affecte la station de pompage et les ouvrages de rejet et qui a été à l'origine d'un fort hors profil sur le talus rocheux provisoire de la fouille de la station de Pompage. Cette faille, qui présente localement un faciès argileux gris et localement un faciès bréchiqque à dominante de calcite, est responsable de l'implantation du puits de rejet à terre à l'extérieur de HC,
- Faille F3, de direction N45°E qui recoupe la stratification avec un angle fermé (de l'ordre de 15°). Elle affecte la fondation de la station de pompage, sur une épaisseur de l'ordre du mètre.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 19/44

FLAMANVILLE

Elle se présente sous la forme d'une micro-brèche avec de la calcite et avec localement de la chlorite.

### **2.3.3.3. Traitement du massif de fondation des ouvrages**

Le massif rocheux de l'auréole de métamorphisme présente de bonnes caractéristiques géotechniques lorsqu'il est sain.

Les traitements par purges et substitutions par du béton de comblement ont concerné les zones altérées dont la largeur était incompatible avec les structures de génie civil qui les surmontaient. Dans le détail, deux zones ont été traitées :

- La faille F1 à sa traversée de la galerie HGI HGH, sous l'emprise du mur poids n°6 de HM, sous la traversée des CRF amenée et sous l'emprise du GTA, soit un volume d'environ 300 m<sup>3</sup>.
- Une bande altérée de l'horizon n°6 (cornéennes rubanées et cornéennes pyroxéniques), à sa traversée des CRF rejet, sous les murs poids Ouest de HM et à sa traversée avec les CRF amenée.

De plus, devant l'altération des premiers mètres de cornéennes dans l'emprise de HM, une purge anticipée a été réalisée (jusqu'à refus de la pelle) entre les deux tranchées des CRF.

Effectué préalablement à tout relevé géologique, le nettoyage très soigné du fond de fouille permet de garantir une excellente accroche des radiers des bâtiments au massif rocheux de fondation.

### **2.3.3.4. Caractéristiques géotechniques du massif de cornéennes**

#### **2.3.3.4.1. Caractéristiques pressiométriques**

##### *2.3.3.4.1.1. Cornéennes altérées*

Ce faciès est éminemment variable autant en terme de localisation (correspondant aux bandes altérées d'orientation N30°E) qu'en terme de nature (essentiellement argileuse, mais dont l'apparence peut varier entre une large bande et un fin chevelu). Seuls deux essais pressiométriques ont permis de caractériser les cornéennes altérées :

- $PI^*$  : 2,05 MPa en moyenne (2 à 2,1 MPa),
- $E_M$  : 15 MPa en moyenne (13 à 18 MPa),
- $E_M/PI^*$  : 7,6 en moyenne.

Ces faibles caractéristiques ont valu à ces faciès d'être substitués lorsque les contraintes exercées par les structures de génie civil étaient jugées trop importantes.

##### *2.3.3.4.1.2. Cornéennes fracturées*

Un seul essai a permis d'identifier ce faciès :

- $PI^*$  : 5 MPa,
- $E_M$  : 95 MPa,
- $E_M/PI^*$  : 19.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 20/44

FLAMANVILLE

**2.3.3.4.1.3. Cornéennes saines et fermées**

6 essais ont permis de caractériser sans aucune ambiguïté les cinq premiers mètres des cornéennes saines et fermées :

- $PI^* > 8$  MPa,
- $E_M$  : 1385 MPa en moyenne harmonique (729 à 27160 MPa).

**2.3.3.4.2. Essais en laboratoire**

**Masse volumique**

Les essais en laboratoire effectués sur les échantillons prélevés sur site ont donné les statistiques suivantes :

- Nombre de valeurs : 33,
- Moyenne : 2,86 t/m<sup>3</sup>,
- Ecart type : 0.29 t/m<sup>3</sup>,
- Valeur minimale : 2.76 t/m<sup>3</sup>,
- Valeur maximale : 4.47 t/m<sup>3</sup> (couche de minerai de fer).

**Modules d'Young de la matrice rocheuse**

La matrice rocheuse est extrêmement raide, sauf évidemment dans les zones altérées. 16 mesures sur 9 échantillons ont donné les moyennes suivantes :

- perpendiculairement à la stratification, sur éprouvettes de 60 mm de diamètre : 88 GPa,
- parallèlement à la stratification, sur éprouvettes de 60 mm de diamètre : 115 GPa,
- sur éprouvettes de 85 mm de diamètre : 67 GPa.

**Résistance à la compression**

La résistance matricielle des cornéennes est extrêmement élevée. Les essais en laboratoire effectués sur les échantillons prélevés sur site ont donné les statistiques suivantes :

- Nombre de valeurs : 100,
- Moyenne : 213 MPa,
- Ecart type : 129 MPa,
- Valeur minimale : 21,5 MPa,
- Valeur maximale : 507 MPa,
- 25 % des valeurs sont supérieures à 310 MPa.

En distinguant les échantillons prélevés «à terre » c'est-à-dire à proximité du contact avec le batholite de granite et les échantillons prélevés « en mer » dans la zone du puits de rejet en mer, on obtient respectivement :

- Nombre de valeurs : 61 / 32,



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 21/44

FLAMANVILLE

- Moyenne : 273 / 73 MPa,
- Ecart type : 98 / 42 MPa,
- Valeur minimale : 47 / 21,5 MPa,
- Valeur maximale : 507 / 169 MPa.

Cette distinction permet de constater que la résistance matricielle du massif décroît avec l'éloignement au batholite, ce qui est cohérent avec la décroissance du degré de métamorphisme.

**Résistance à la traction indirecte Rtb :**

- Nombre de valeurs : 9,
- Moyenne : 17 MPa,
- Ecart type : 5.1 MPa,
- Valeur minimale : 5,3 MPa,
- Valeur maximale : 25,6 MPa.

**2.3.3.5. Incidence de la présence de la mine de Diélette sous la tranche**

Les couches de minerai de fer ont été exploitées dans la mine sous-marine de Diélette, qui concerne les premières centaines de mètres du massif métamorphisé. La présence de cette mine est responsable du tracé courbe de la galerie de rejet qui évite soigneusement les quartiers exploités par la méthode chambre et magasins se développant devant la tranche 3 (c'est-à-dire à l'Ouest) entre les cotes -70 et -130 NGF.

Le niveau supérieur de la mine (situé à -70 NGF) a été vidangé et visité en mars 1980. Un relevé topographique a été réalisé à cette occasion, ce qui permet de superposer, avec une précision relative estimée à quelques mètres, le plan de fond de la mine et le plan masse de la tranche 3. Il apparaît ainsi qu'une galerie secondaire, dont le radier se situe à la cote -75 NGF, chemine sous l'emprise ouest de la salle des machines (en coordonnées site, X<1845 m) et sous les ouvrages de rejet et pré-rejet de la tranche. La cote du toit de ces galeries est d'environ -72 NGF.

Compte tenu des très bonnes caractéristiques des cornéennes, de la section réduite des galeries et de la bonne épaisseur de couverture, ces galeries n'ont aucune incidence sur les ouvrages de surface.

**2.4. LES FILONS**

Ces filons sont intrusifs dans le massif granitique et dans l'auréole métamorphique. Moyennant quelques relais, leur continuité est kilométrique.

Ce sont des structures de direction globale N100°E, donc conformes à la principale famille de fracturation (famille A). Leur pendage est très redressé, de l'ordre de 80 à 90°. Leur épaisseur varie entre quelques décimètres et 4 m.

Il s'agit sauf exception d'un rocher sain (altération limitée aux fissures), mais intensément fracturé (maille globale de l'ordre de 10 / m).

D'un point de vue pétrographique, ce sont essentiellement des filons d'aplite. Les filons de microgranite porphyroïde (microdiorite quartzitique à amphiboles) ont été très rares.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 22/44

FLAMANVILLE

Dans quelques zones particulières ces filons sont altérés dans la masse avec des couleurs rouges typiques (par damouritisation des feldspaths plagioclases), en liaison avec leur richesse en feldspaths. Il s'agit dans ce cas de zones où les fluides hydrothermaux ont suivi les épontes même de ces filons, digérant l'aplite du filon mais également son encaissant granitique ou de cornéennes.

## **2.5. LES REMBLAIS**

La totalité du tout venant d'abattage de la falaise granitique qui recouvrait l'emprise de la tranche 3 avant le démarrage des travaux a été décapé. L'ensemble des bâtiments a été fondé soit directement sur le massif rocheux, après que la qualité géomécanique du fond de fouille ait été jugée conforme aux hypothèses de dimensionnement, soit sur un béton dit de blocage, permettant de rattraper la cote de fond de fouille de l'ouvrage par rapport à un toit du substratum rocheux trop bas.

La particularité topographique du site était le plongement très rapide du toit rocheux vers l'Ouest, limitant les volumes de déblais dans les cornéennes mais imposant, pour atteindre la cote du fond de fouille, de mettre en œuvre des hauteurs importantes de bétons de blocage

Seuls quelques bâtiments sont fondés sur remblais. Il s'agit essentiellement du POE (HB), ainsi que des ouvrages fondés superficiellement : plate-forme d'évacuation d'énergie (HTP, HTE, HTS) et bâtiments de stockage de gaz (HZ).

Ces choix de conception ont été retenus afin de s'affranchir du risque de tassements différentiels pouvant se développer dans le temps par entraînement des fines dans le remblai. En outre, les remblais mis en oeuvre sous nappe possèdent, par leur granulométrie et leur compacité, la capacité de résister à l'entraînement de fines.

## **3. ÉTUDE SISMOTECTONIQUE**

### **3.1. SISMICITÉ HISTORIQUE**

Le tableau 2.5 TAB 1. présente la liste des séismes historiques d'intensité épicentrale supérieure à VI MSK obtenue par extraction dans un carré de 600 km de côté centré sur le site de la base SISFRANCE version 2008.

La figure 2.5 FIG 9 illustre les résultats de l'extraction. Le tableau 2.5 TAB 2 présente les indices de qualité utilisés dans la base de sismicité historique SISFRANCE

Basé sur l'extraction du fichier SISFRANCE, ce paragraphe se limite à la description des principaux séismes historiques d'intensité supérieure ou égale à VI MSK dans un rayon de 150 km autour du site, ainsi que certains séismes d'intensité supérieure mais plus éloignés.

Ces séismes sont présentés par ordre chronologique, sans préjuger de leur rattachement à une structure ou à un domaine tectonique. Les intensités sont données dans l'échelle MSK.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 23/44

FLAMANVILLE

**11/09/1275 Somerset (Glastonbury)**

numéro	Intensité épacentrale	I max	nombre d'observations
1150106	VII (E)	VII (C)	5

Ce séisme est très mal connu car très ancien. Il a été ressenti à St Michael Church avec une intensité VII (qualité incertaine) et dans plusieurs autres villes (Londres, Canterbury, Winchester) sans indication de l'intensité ressentie.

**14/02/1291 : Caen**

numéro	Intensité épacentrale	I max	nombre d'observations	nombre de références
140003	VI (E)	V (A)	2	2

On ne dispose que de deux observations relatives à ce séisme, dont une seule avec une intensité établie (V MSK à Caen).

**14/05/1497 : Basse vallée du Loir (Tiercé)**

numéro	Intensité épacentrale	I max	nombre d'observations
490019	VII (C)	VII (B)	3

Le séisme de 1497 apparaît dans la base SISFRANCE avec des indices de qualité C (« incertaine ») pour l'intensité et D (« probable ») pour la localisation de l'épicentre. En effet, il n'a été ressenti que dans trois communes (Tiercé, Beaufort-en-Vallée et Angers) avec des intensités assez sûres respectives de VII MSK, VI-VII MSK et V-VI MSK.

Si l'on considère que l'épicentre se situe au sein du secteur compris entre Tiercé et Beaufort, l'intensité épacentrale serait effectivement au moins égale à VII MSK.

Un ajustement des observations sur une loi de Sponheuer conduit à une profondeur de 11 km.

**12/11/1584 : Mont-Saint-Michel**

numéro	Intensité épacentrale	I max	nombre d'observations
500013	VI (I)	VI (B)	1

On ne dispose que d'une observation relative à ce séisme : VI MSK ressentie au Mt-St-Michel (avec un indice de qualité B [assez sûre]).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 24/44

FLAMANVILLE

**06/07/1640 : Bocage Normand (Coutances)**

numéro	Intensité épacentrale	I max	nombre d'observations
500013	VI (E)	V (A)	11

Ce séisme a été ressenti dans 8 localités différentes (Argentan, Mt-St-Michel, Vire, Le Plessis-Grimoult, Jersey, Taden, Dinan et Caen) avec une intensité de V MSK. La zone de perception de l'intensité V MSK étant assez étendue, c'est ce qui a conduit à affecter l'intensité épacentrale de VI MSK à ce séisme, dont l'épicentre devait se situer dans les environs de Coutances.

**15/02/1657 : plateau de Sainte-Maure**

numéro	Intensité épacentrale	I max	nombre d'observations
370007	VII-VIII (C)	VII-VIII (A)	4

Cet événement est mal connu. La base SISFRANCE propose un épicentre probable (indice D) à Sainte Maure de Touraine, avec une intensité épacentrale peu fiable (indice C) de VII-VIII MSK.

Seules 4 observations sont disponibles pour ce séisme dans la base SISFRANCE, dont 2 avec une intensité : Sainte-Maure (VII-VIII MSK avec un indice de qualité A) et Ports (VI MSK avec un indice de qualité A).

Une étude a été menée en 1981 (Deroch & Mailhé) avec consultations des archives départementales et des registres paroissiaux de 194 communes situées dans un rayon de 40 km autour de Sainte Maure. Depuis, aucun élément nouveau susceptible d'en modifier les conclusions n'a été apporté. Cette étude tend à ramener l'intensité épacentrale à VI MSK, du fait du peu de confiance attribuée aux documents rapportant les effets du séisme à Sainte Maure (VII-VIII MSK), et de la validité au contraire affirmée du témoignage concernant la localité de Ports-sur-Vienne (VI MSK), située à proximité. Par ailleurs, plusieurs dizaines de registres paroissiaux, retrouvés complets pour cette période dans le voisinage de Sainte Maure (20 à 40 km), ne font état d'aucun événement important, confirmant le caractère relativement modéré de la secousse.

L'intensité en zone épacentrale est donc vraisemblablement plus proche de VI MSK que de VII-VIII.

**02/05/1699 : Bocage Normand (Vire)**

numéro	Intensité épacentrale	I max	nombre d'observations
140005	VI (I)	VI (C)	1

Ce séisme est simplement signalé à titre indicatif, sa localisation et son intensité sont très douteuses compte-tenu du peu d'informations s'y rattachant.

L'épicentre de ce séisme a été fixé arbitrairement dans les environs de Vire à 105 km au SSE du site.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 25/44

FLAMANVILLE

**07/09/1706 : vallée de la Loire (Langeais)**

numéro	Intensité épacentrale	I max	nombre d'observations
490035	VII (C)	VII	3

L'intensité épacentrale de ce séisme est incertaine. Il est caractérisé par des indices de qualité C (« incertaine ») pour l'intensité et D (« probable ») pour la localisation de l'épicentre.

On ne dispose que de trois observations, dont deux seulement avec une intensité établie : il a été ressenti avec une intensité de VII MSK à Langeais, V MSK à Vivy (35 km de l'épicentre) et simplement ressenti sans indication d'intensité à Ste Radegonde près de Tours.

**05/11/1734 : Manche (S. Ile de Wight)**

numéro	Intensité épacentrale	I max	nombre d'observations
1150009	VI (C)	V-VI (A)	24

Ce séisme est situé à 88 km au NE du site, en pleine mer au Sud de l'île de Wight. La base Sisfrance 2008 propose 29 observations, dont 4 qualifiées de sûres et 11 qualifiées d'assez sûres.

Comme la majorité des séismes ayant eu lieu au large, il est très mal connu et la localisation de son épicentre est très imprécise (indice de qualité E). L'intensité épacentrale selon SISFRANCE serait de l'ordre de VI MSK.

Compte tenu de l'incertitude sur cette valeur, on envisagera qu'elle puisse se situer entre VI et VII MSK. Les caractéristiques sismologiques de ce séisme sont estimées à 5,5 pour la magnitude et à 19 km pour la profondeur.

**05/03/1752 : Devon (Dartmoor)**

numéro	Intensité épacentrale	I max	nombre d'observations
760015	VI-VII (C)	VI-VII (C)	3

Ce séisme est mal connu, car une seule observation fait l'objet d'une intensité de qualité incertaine.

**28/10/1757 : Estuaire de la Seine (Le Havre)**

numéro	Intensité épacentrale	I max	nombre d'observations
760015	VI (C)	VI (A)	7

Ce séisme a été ressenti de manière peu étendue dans la région du Havre et de Fécamp (Intensité maximale ressentie au Havre avec un indice de qualité sûr).





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 26/44

FLAMANVILLE

**01/12/1769 : Pays de Caux (Veules)**

numéro	Intensité épacentrale	I max	nombre d'observations
760019	VI-VII (A)	VI-VII (A)	19

Son épicentre est situé à Veules-les-Roses dans le pays de Caux avec une intensité de VI-VII MSK. Il a été ressenti jusqu'en région parisienne, soit un rayon de perception de l'ordre de 160 km.

Un calage des observations selon une loi de Sponheuer conduit à une profondeur de 13 km.

**30/12/1775 : Plaine de Caen (Caen)**

numéro	Intensité épacentrale	I max	nombre d'observations
140007	VII (B)	VII (A)	40

L'épicentre de ce séisme se situe dans la région de Caen à environ 120 km au Sud-Est du site. Il a été ressenti avec une intensité VII MSK à Caen et dans les villages voisins. Son rayon de perception est d'environ 200 km (ressenti à Paris).

Un calage sur une loi de Sponheuer conduit à une profondeur de 14 km.

**23/09/1804 : Manche (Golfe de St-Malo)**

numéro	Intensité épacentrale	I max	nombre d'observations
350011	VI (E)	V-VI (A)	7

Ce séisme présente un épicentre à 70 km du site, dans la baie de St-Malo.

Plusieurs secousses ont été ressenties dont la plus violente à St-Servan (St-Malo) avec une intensité V-VI MSK.

**02/01/1827 : Perche – Le Mele-sur-Sarthe**

numéro	Intensité épacentrale	I max	nombre d'observations
610006	VI (B)	VI (B)	3

Ce séisme est rapporté uniquement dans trois localités entre Alençon et Mortagne. Il s'agit donc vraisemblablement d'un événement de faible magnitude. L'intensité maximale non négligeable (VI MSK) semble indiquer une faible profondeur.

Ces paramètres sismologiques sont estimés à 4,3 pour la magnitude et 5 km pour la profondeur focale.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 27/44

FLAMANVILLE

**18/09/1833 : Sussex (Chichester)**

numéro	Intensité épacentrale	I max	nombre d'observations
1150083	VI (E)	VI (C)	2

La base de données SISFRANCE localise l'épicentre de ce séisme en mer, à 40 km au SE de l'île de Wight (avec un indice de qualité de localisation : présumée).

**22/12/1843 : Guernsey**

numéro	Intensité épacentrale	I max	nombre d'observations
1150016	VI (B)	VI (B)	12

Le fichier SISFRANCE indique que ce séisme a été ressenti à Guernesey avec une intensité de VI MSK (assez sûre) et une localisation épacentrale à Guernesey probable.

Ce séisme a été ressenti à Cherbourg avec une intensité de III-IV MSK.

**01/04/1853 : Bocage Normand (Coutances)**

numéro	Intensité épacentrale	I max	nombre d'observations
500023	VI-VII (B)	VI-VII (A)	84

Ce séisme a été largement ressenti dans les îles anglo-normandes et dans toute la Normandie, le Maine, l'Anjou, la Touraine et dans le Sud de l'Angleterre. Il est connu par 84 observations dont 48 avec intensité précisée.

Il a été ressenti à Coutances avec une intensité VI-VII MSK (qualité sûre), à Jersey avec une intensité de VI MSK (qualité assez sûre) et V MSK à Guernesey (qualité sûre). La position de l'épicentre proposée par la base Sisfrance (sur la cote à l'Ouest de Coutances) ne prend peut être pas suffisamment en compte l'aspect marin du séisme. De même, l'intensité épacentrale retenue par Sisfrance (VI-VII MSK) peut paraître peu conservative eu égard au faible nombre d'observations en mer.

Avec ces caractéristiques, le calage sur une loi de Sponheuer conduit à une profondeur de 18 km.

**15/05/1888 : Mene (St-Méen-Le-Grand)**

numéro	Intensité épacentrale	I max	nombre d'observations
350025	VI (A)	VI (A)	21

L'épicentre de ce séisme se situe dans la région de St-Méen-le-Grand à environ 155 km au Sud du site.

Un calage sur une loi de Sponheuer conduit à une profondeur de 20 km.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 28/44

FLAMANVILLE

**30/05/1889 : Manche (N. Cherbourg)**

numéro	Intensité épacentrale	I max	nombre d'observations
1150019	VI (B)	VI (B)	253

Ce séisme a atteint l'intensité VI MSK à Cherbourg (chute d'un chapiteau de l'église de la Trinité) et V-VI MSK dans 7 autres localités (Octeville, Valognes, Bricquebec, Reville, St-Vaast-La-Hougue, Alderney et Grandcamp-Maisy). Il a été ressenti à Noyon et Compiègne, villes distantes de plus de 320 km de l'épicentre supposé avec une intensité de III MSK et des indices de qualité respectivement B et A.

L'épicentre est situé en mer, et donc avec une localisation et une intensité imprécises. L'ensemble des observations s'accorde bien avec une magnitude 5,4 à 18 km de profondeur, pour un épicentre d'intensité VII MSK situé à une quarantaine de km au large de Cherbourg. Nous envisagerons que ce séisme puisse avoir une intensité VI à VII MSK.

**05/08/1909 : pays de Brest**

numéro	Intensité épacentrale	I max	nombre d'observations
290022	VI (B)	VI (C)	37

Ce séisme a été ressenti dans la région de Brest. L'intensité VI MSK a été rencontrée sur deux observations, de qualité sûre et incertaine respectivement.

Un ajustement sur une loi de Sponheuer conduit à une profondeur de 20 km.

**30/07/1926 : Jersey**

numéro	Intensité épacentrale	I max	nombre d'observations
1150020	VI-VII (B)	VI-VII (A)	300

Le tremblement de terre du 30 juillet 1926 a notamment été ressenti à Caen, Rouen et par quelques personnes à Paris. Une seule observation (à Jersey) atteint l'intensité de VI-VII MSK.

Ce séisme a fait l'objet de nombreuses études, notamment les études de Karnik (1969, [68]) et d'Ambraseys (1985 et 1988, [61], [62]), basées sur les données instrumentales et conduites à l'échelle européenne, dans un objectif d'homogénéisation des catalogues de sismicité. Il a également fait l'objet d'une étude spécifique conduite par Amorèse (2011, [66]), prenant en compte les données instrumentales, mais également les données macrosismiques.

Ces études convergent vers des profondeurs focales comprises entre 2 et 14 km et des magnitudes Ms, déterminées à partir des enregistrements, comprises entre 5,1 (Ambraseys) et 4,7 (Amorèse). La magnitude indiquée par Karnik, Ms 5,6, est jugée non réaliste par Amorèse, qui propose une estimation des magnitudes sur la base des enregistrements jugée plus fiable et une estimation de Ms jugée plus robuste.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 29/44

FLAMANVILLE

Sur la base de la décroissance des isoséistes, la base SISFRANCE propose un épicentre en mer, à environ 10 km au Sud de l'île de Jersey. Par conséquent, attribuer à ce séisme une intensité épacentrale égale à l'intensité maximale observée peut apparaître comme insuffisamment conservatif. On préférera donc majorer l'intensité épacentrale proposée par SISFRANCE d'un demi-degré. L'intensité épacentrale retenue sera donc plutôt de VII MSK. Avec ces caractéristiques, un ajustement sur une loi de Sponheuer conduit à une profondeur de 13 km et une magnitude de 5,2.

Nous retiendrons ce couple magnitude-profondeur (Ms 5,2, prof. 13 km) qui apparaît conforme aux données instrumentales (légèrement majorant en ce qui concerne la magnitude) et conforme aux observations macrosismiques.

Les chapitres ci-dessous synthétisent les données publiées sur les paramètres sismologiques associés au séisme de Jersey du 30 juillet 1926.

En 1969, Karnik publie un catalogue des séismes européens ayant eu lieu entre 1901 et 1955 en se basant sur le contenu des catalogues nationaux, les bulletins des stations sismologiques et d'éventuelles publications. Il recalcule les magnitudes des séismes européens en utilisant les temps de premières arrivées des ondes de surface définis dans les bulletins des stations sismologiques. Concernant les profondeurs, il se base sur les valeurs données dans les catalogues nationaux, ou fournies par d'autres auteurs. Karnik publie pour le séisme de 1926 une valeur de magnitude Ms 5,6 (estimée à partir des amplitudes indiquées dans les bulletins de 8 stations sismologiques seulement, c'est-à-dire qu'il écarte les données des stations françaises, d'une bonne partie des stations anglaises et celles des stations italiennes), tandis que la profondeur focale est indiquée de manière qualitative (dans la croûte, avec un hypocentre possiblement situé entre 5 et 50 km de profondeur). Il rapporte également les valeurs de magnitude (Ms 5,3) et profondeur (15 km) de Rothé et Peterschmitt ([72]), calculées à partir des relations de Gutenberg et Richter ([67]) sur la base des données macrosismiques.

Ambraseys (1985a,b et 1988) reprend ce travail d'uniformisation en retournant à la donnée de départ chaque fois où des incertitudes ou des incohérences pesaient sur les données rapportées par les catalogues ou les bulletins des stations. Le résultat est un catalogue de sismicité homogène pour l'Europe nord-occidentale, mis à jour et couvrant la période comprise entre 1903 et 1984.

Ambraseys publie pour le séisme de 1926 une magnitude Ms 5,1 et une profondeur focale de 12 km, en utilisant les enregistrements de 17 stations sismologiques européennes. Il montre en effet que l'extraction des données des bulletins des stations sismologiques comporte de nombreuses incertitudes, notamment dans la définition de l'amplitude (qui très souvent n'est pas explicitée), dans l'interprétation des différentes phases (les symboles L ou S sont utilisés de manière indiscriminée pour identifier les ondes S, les ondes de Love et les ondes de Rayleigh, ainsi que leurs modes supérieurs). Il rapporte également des erreurs occasionnelles associées aux amplitudes du mouvement, en particulier pour les phases à courte période. Pour toutes ces raisons, Ambraseys souligne l'importance de revenir aux enregistrements plutôt que de se fier aux bulletins des stations.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 30/44

FLAMANVILLE

Dans la publication posthume de Karnik (1996†, [69]), l'éditeur a voulu rendre hommage à Karnik en publiant la version étendue de ses travaux dans l'état au moment de son décès. Dans cet ouvrage, le séisme de Jersey du 30 juillet 1926 est rapporté avec l'estimation datant de 1969, accompagnée de celle d'Ambraseys de 1985 et 1988. Aucune conclusion sur la qualité respective des résultats n'est disponible dans cet ouvrage. Le séisme de Jersey de 1926 est donc noté ici avec une magnitude Ms 5,6 et une profondeur comprise entre 5 et 50 km suite à l'étude de 1969, et avec une magnitude Ms 5,1 et une profondeur de 12 km suite aux études d'Ambraseys de 1985 et 1988.

Amorèse (2011, [66]) reprend le séisme de 1926 dans le détail pour déterminer les paramètres de la source :

Le séisme est relocalisé en utilisant différentes méthodes :

1. En utilisant les intensités macrosismiques retraitées selon l'échelle EMS (Gruntal, 1998). L'épicentre est localisé au barycentre de l'isoséiste V EMS. La localisation ainsi obtenue se situe à une dizaine de kilomètres à l'Est de Jersey. Aucune profondeur n'est précisée dans ce cadre.
2. En utilisant les temps d'arrivée à 21 stations sismologiques suivant la formulation « Equal Differential-Time » (EDT). Les temps d'arrivée sont obtenus à partir de bulletins sismologiques (2 stations espagnoles, 1 station Tchèque), de l'article de Jeffreys 1927 (1 station à Vienne), de l'étude de Rothé et al., 1928 (13 stations en Europe, dont 7 en Espagne, 2 en Italie, 3 en Russie et 1 en Hongrie) et des lectures faites directement sur les signaux scannés et digitalisés (4 stations en Allemagne). L'article souligne que la relocalisation de cet événement par cette méthode est faiblement contrainte le long de l'axe vertical. Les localisations en surface faites avec ces premières deux méthodes sont cohérentes. D'après Amorese, cette localisation est également cohérente avec la position de la sismicité enregistrée par le LDG entre 1970 et 2010.
3. Par analyse des formes d'onde. Cela devait permettre à l'auteur d'affiner sa localisation de l'événement en profondeur via l'inversion du tenseur de moment (i.e. la forme d'onde complète). Seule une des stations disponibles réunit les critères d'amplitude, connaissance des paramètres et exactitude temporelle, celle de Zurich. Une deuxième station (Utrecht) est également utilisée puisque adaptée à la gamme de distances du cas considéré. L'inversion du tenseur de moment avec seulement deux stations sismologiques (à des telles distances de l'épicentre) touche aux limites de la méthode, comme l'auteur même l'affirme. Les résultats sont donc de faible qualité. La profondeur focale estimée est de 14 km, mais cette valeur ne peut pas être considérée fiable à cause du faible nombre de stations utilisé dans l'inversion. Quand seule la station d'Utrecht est utilisée, la profondeur est estimée à 2 km.

La magnitude est estimée :

- à partir des temps d'arrivé des ondes aux stations sismologiques : Ms = 4,7,
- par inversion du tenseur de moment à partir de données différentes en inversant les formes d'onde complètes, ce qui permet de prendre en compte le pattern de radiation des ondes de surface, utilisées pour calculer la magnitude. La prise en compte du pattern de radiation rend plus réaliste l'analyse par rapport à l'analyse des temps de première arrivée des ondes : Mw compris entre 5,02 et 5,22<sup>3</sup>.

---

3. En utilisant les stations de Zurich et Utrecht il obtient une valeur de Mw 5,02. En utilisant seulement la deuxième station il obtient Mw 5,22.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 31/44

FLAMANVILLE

Amorèse arrive à la conclusion que la magnitude du séisme de Jersey de 1926 peut être estimée de manière suffisamment robuste à partir des données instrumentales, tandis que le faible nombre d'enregistrements de bonne qualité fait obstacle à la possibilité d'estimer avec confiance une profondeur focale (fourchette comprise entre 2 et 14 km).

**19/11/1927 : Bocage Normand (Flers)**

numéro	Intensité épiscopale	I max	nombre d'observations
610009	VI (A)	VI (A)	586

L'épicentre de ce séisme très bien documenté se situe à 130 km au SSE du site.

Un ajustement sur une loi de Sponheuer conduit à une profondeur de 22 km.

### **3.2. SISMICITÉ INSTRUMENTALE**

La figure 2.5 FIG 12 illustre la sismicité instrumentale enregistrée dans le Nord-Ouest de la France par le réseau du LDG.

On constate que dans un rayon de 100 km autour du site de Flamanville, 213 évènements sont recensés et tous présentent une magnitude inférieure à 4. Seuls 24 séismes présentent une magnitude supérieure à 3.

Ailleurs dans la région, la sismicité est diffuse et la majorité des séismes ont une magnitude inférieure à 3. Seule une dizaine de séismes a dépassé la magnitude  $M_L = 4$ .

Trois séismes ont une magnitude supérieure à 5, dont un se situe en Angleterre (13/05/1979), un autre au Sud de Brest (05/11/1982) et le plus connu étant le séisme de Lorient (30/09/2002) ([56]), sur le cisaillement Sud-armoricain. C'est d'ailleurs sur cette zone cisailante que l'activité sismique s'avère être la plus importante.

Le contraste d'activité est très fort avec les bassins aquitain et parisien où la sismicité est quasi inexistante.

La sismicité instrumentale reste globalement à l'image de la sismicité historique, excepté en mer, où depuis l'existence des stations sismologiques, il est possible d'enregistrer les mouvements lointains. Toutefois, du fait de l'absence de stations en mer, il est probable qu'un certain nombre de séismes de faible magnitude ne pouvait pas être détecté.

### **3.3. NÉOTECTONIQUE**

La base NéoPal ne fait pour l'instant mention d'aucun indice néotectonique dans la région de Flamanville, toutefois la bibliographie fait mention de certains mouvements tertiaires ou quaternaires.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 32/44

FLAMANVILLE

### **3.3.1. Indices du Massif Armoricaïn**

#### **3.3.1.1. Presqu'île du Nord Cotentin**

La faille de Jobourg constitue la limite Sud de la presqu'île du Nord Cotentin. Elle appartient à la zone varisque N°110E et présente localement des escarpements de plusieurs dizaines de mètres de haut. Un rejeu de cette faille a été envisagée au Plio-Quaternaire sur la base d'arguments géomorphométriques et sismotectoniques ([31], [50])

#### **3.3.1.2. Plateau de La Pernelle**

Le plateau de La Pernelle se situe au NE du Cotentin, à environ 25 km à l'Est de Cherbourg. Dans ce secteur, à la faveur de tranchées, un cordon littoral marin a été découvert en position surélevée à plusieurs cotes altimétriques (+114 et +90 m). « Il s'agirait d'une formation synchrone des sables dits pliocènes ou plus vraisemblablement du Quaternaire ancien. La position élevée de ce cordon littoral et son décalage par failles probables impliquerait l'existence de mouvements verticaux quaternaires » (Doré et al. 1977, ([45])).

Concernant cet indice, les failles supposées responsables de ce décalage n'ont pu être directement observées, et ce décalage d'une vingtaine de mètres pourrait également s'expliquer par d'autres phénomènes (glissement gravitaire, remaniement,...).

#### **3.3.1.3. Région d'Arromanches**

Bassompierre et al. (1975) ([36]) interprètent le pendage des couches du Bathonien inf. et la présence d'une faille cisailante dans la région d'Arromanches (à environ 25 km au NW de Caen), en liaison avec l'existence de directions de fractures importantes du socle : un rejeu isostatique se serait produit suivant la direction N120° et un cisaillement antépliocène suivant la direction N70° (sénestre). Selon les auteurs, la mobilité de cette dernière direction se serait manifestée au moins jusqu'au Flandrien (Quaternaire récent).

Cependant, il convient d'insister sur le fait qu'il n'existe pas de preuve directe d'un rejeu quaternaire de cet accident, l'hypothèse des auteurs étant basée sur une répartition complexe des terrains quaternaires : « il serait plus aisé de rendre compte de la répartition des formations quaternaires par un nouveau rejeu de cet accident ».

De plus, un rejeu sénestre selon une direction N70°E est difficilement compatible avec le champ de contraintes actuel.

#### **3.3.1.4. Bassin de Carentan**

La localité de Carentan se situe à environ 20 km au NW de Saint-Lô. Le bassin de Carentan, globalement d'orientation E-W, marque la limite entre la Normandie et le Cotentin. Pareyn ([55]) relève plusieurs indices de néotectonique. Il montre que « l'axe Carteret-Montebourg au Nord et Coutances-Isigny a été le siège de vastes transgressions marines pliocènes et quaternaires. La communication entre le Golfe normano-breton et la baie de Veys a été interrompue au cours du Pléistocène par le relèvement de la côte NW du Cotentin, ce qui a entraîné la disparition de la couverture néogène, qui reste cependant conservée dans la dépression de Carentan ».



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 33/44

FLAMANVILLE

La position d'accidents à fort rejet est déduite d'arguments géologiques, comme par exemple, l'interruption brutale de la formation des marnes d'Aubigny. La formation de Pierrepont, attribuée au Pléistocène inf., constitue un dépôt de 80 à 100 m de puissance, localisé dans un sillon étroit considéré jadis comme une invasion de ria, mais interprétée par Pareyn comme une manifestation de tectonique pléistocène postérieure au dépôt.

En fait, toutes ces formations se seraient déposées sur une étendue beaucoup plus large que leur localisation actuelle, mais déblayées par l'érosion, seuls quelques lambeaux auraient été conservés à la faveur de rejeux récents de failles.

#### **3.3.1.5. Vallée du Gesvres**

Affluent de rive droite d'Erdre inférieure, le Gesvres est l'un des affluents de la Loire qui drainent le plateau situé au NW de Nantes. Se basant sur des critères morphologiques, sédimentologiques et hydrographiques, Bousquet et Sellier (1975) ([40]) mettent en évidence le détournement du Gesvres et sa capture par un réseau hydrographique de direction NNW-SSE. Selon les auteurs, ce détournement aurait été provoqué par des rejeux d'accidents tectoniques de même orientation, d'âge Plio-Quaternaire.

#### **3.3.1.6. Indice de Periers**

Ce situe est situé 47 km au Sud du site. Au niveau d'une sablière (sablière de la Lande de Millières) des déformations quaternaires sont observables. Elles correspondent à une série de failles normales subverticales, d'orientation WNW-ESE à NNW-SSE, à proximité des bordures de socle (Cambrien). Les failles affectent des sables estuariens et fluviaux (Quaternaire inférieur), piégés dans un étroit graben de plus de 40 m de profondeur. Selon les auteurs ([34]), l'ensemble des observations permettrait d'attribuer une origine néotectonique aux déformations principales de Periers. Cependant, aucune structure sismogénique majeure n'est connue à l'aplomb du site.

### **3.3.2. Indices de la Manche**

La Manche Orientale paraît s'être ébauchée au Pliocène, formant un sillon subsident dans lequel pénètre la mer redonienne ([58]).

La formation du détroit du Pas-de-Calais à partir de la fin du Pléistocène inférieur ne paraît pas être liée à un phénomène purement climatique.

Etant donné le contraste entre la subsidence marquée de la Manche orientale tout au long du Paléogène (près de 500 m de sédiments accumulés de l'Yprésien au Bartonien) et la tendance à la surrection de la Somme et la Picardie dès la fin du Paléocène, Colbeaux et al. ([44]) proposent de rattacher la formation du détroit du Pas-de-Calais à l'influence d'une zone faillée du Pas de Calais qui aurait induit une structure de graben dans la couverture. D'autres explications purement géomorphologiques sont aussi proposées pour expliquer l'ouverture du détroit.

Dans le reste de la Manche, comme dans toute mer, les indices néotectoniques sont difficiles à relever. On a néanmoins observé du Miocène vertical à l'île de Wight ; de la tectonique récente aurait donc affecté cette région.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 34/44

FLAMANVILLE

Ces éléments montrent que le Massif Armoricaïn a été le siège de mouvements « récents ». Ces mouvements, qui restent d'ampleur modeste, sont attestés par l'exhaussement général du massif et la subsidence de petits bassins sédimentaires le long d'accidents préexistants. Aucun indice néotectonique ne peut être attribué avec certitude au Quaternaire. Il n'existe pas de faille active ayant pu être étudiée directement. Le rejeu récent des failles est déduit d'observations géologiques indirectes et aucune datation précise des mouvements n'a pu être réalisée.

### **3.4. DÉCOUPAGE SISMOTECTONIQUE**

La sismicité du Massif Armoricaïn est modérée et les épacentres présentent une répartition assez diffuse, sans grande corrélation avec les accidents structuraux de la région. La sismicité a cependant tendance à être plus importante dans la partie méridionale où la fréquence des événements est la plus forte. Toutefois, selon Arroucau ([33]), les séismes apparaissent plus nombreux et plus densément distribués dans les zones où l'épaisseur crustale, déduite de l'interprétation des cartes d'anomalies gravimétriques, est de l'ordre de 34 km.

Globalement, les séismes qui se produisent dans la région affichent très rarement des magnitudes supérieures à 5.

Les zones sismotectoniques susceptibles de générer un séisme dimensionnant pour le site de Flamanville sont les suivantes (voir figure 2.5 FIG 9) :

- La zone Manche (1),
- La zone Domnonéen (2),
- La zone Mancellien (ou Cadomien allochtone) (3),
- La zone Cadomien autochtone (4),
- La zone Centre-Armoricaïn (5),
- La zone Seine (6),

La famille d'accidents NNW-SSE, englobant les failles de Nort-sur-Erdre/St-Brieuc (ou faille de Quessoy), la faille de Chateaubriand/St-Malo, la faille de Vitré/Segré (ou faille d'Avranches) et la faille de Mayenne.

#### **3.4.1. Zone Sismotectonique Manche (1)**

Cette zone correspond à un domaine marin, limité au Nord par le chevauchement de Lizard-Start Point, et au Sud par l'accident Aurigny-Ouessant.

La structure de la Manche occidentale et centrale a pu être précisée en partie par les profils sismiques SWAT (voir figure 2.5 FIG 10). Le bassin de Manche occidentale dessine un périclinal de Crétacé supérieur-Tertiaire. Son flanc Nord remonte en pente douce, et son flanc Sud est accidenté par un faisceau d'accidents de direction ENE-WSW (Faille d'Aurigny-Ouessant) qui s'étend jusqu'en Manche centrale. Ce faisceau est lui-même bordé, au Nord-Ouest, par une anomalie magnétique majeure.

Du fait de sa localisation en mer, on dispose de peu de données historiques ou instrumentales précises s'y rattachant.

D'après Lagarde et al. (2003) ([51]), malgré la faible sismicité de la zone, la Manche est susceptible d'être le siège de séismes de magnitude supérieure à 5.2 avec une période de retour de 100 ans.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 35/44

FLAMANVILLE

On retiendra donc de façon conservative comme séismes de référence de la zone sismotectonique Manche les séismes du 5/11/1734, d'intensité épacentrale VI MSK, et du 30/05/1889, d'intensité épacentrale VI-VII MSK (majoration de un demi degré MSK par rapport à la base Sisfrance pour prendre en compte les incertitudes liées à son positionnement en mer).

### **3.4.2. Zone Sismotectonique « Domaine Domnonéen » (2)**

C'est le domaine du site de Flamanville.

Une grande partie de ce domaine est immergée et n'est pas connue avec autant de détails que les parties émergées.

Il est délimité au Nord par l'accident Aurigny-Ouessant et au Sud par la faille de Coutances. Il présente certaines caractéristiques particulières :

- il est essentiellement constitué de Briovérien inf. de nature volcanogénique,
- il a subi des conditions de métamorphisme et de déformations plus intenses durant le cycle cadomien,
- les phénomènes de granitisation ont eu une ampleur moindre, excepté dans la presqu'île de la Hague.

Une majorité des séismes de ce domaine sont situés pour une part en mer dans le secteur de Jersey / Guernesey, et pour l'autre part à proximité de la Zone de Cisaillement Nord-Armoricaine (ZCNA). Il ne semble pas exister pour autant de structure prépondérante à l'intérieur de ce domaine, il sera donc considéré comme domaine tectonique surfacique.

Les séismes historiques les plus importants atteignent l'intensité VI-VII MSK dans la base SISFRANCE : séismes des 01/04/1853 et 30/07/1926, pour lesquels nous considérons par conservatisme une intensité épacentrale de VIII MSK, pour couvrir les incertitudes liées à leur épicode en mer.

### **3.4.3. Zone Sismotectonique « Domaine Mancellien (Cadomien allochtone) » (3)**

Ce domaine est situé au Sud-Est de la précédente zone et est donc limité au Nord par la faille de Coutances et au Sud par la ZCNA (branche Nord).

Le Domaine Mancellien présente quelques singularités par rapport au Domaine Domnonéen :

- il est constitué essentiellement de Briovérien sup. (flysch briovérien terrigène),
- il a subi des conditions de métamorphisme et de déformations modérées durant le cycle cadomien,
- l'histoire cadomienne s'est achevée par une importante phase d'anatexie, avec mise en place d'un important batholite granodioritique,
- il a été peu réactivé pendant l'orogénèse hercynienne.

Il correspond à une zone de socle recoupée par des contacts anormaux, visibles dans les profils de sismique grand angle prolongeant le profil ECORS Nord de la France (voir figure 2.5 FIG 11).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 36/44

FLAMANVILLE

En effet, le Sud de la faille de Bray est caractérisé par un contraste entre la croûte supérieure relativement transparente et la croûte inférieure très réfléchive. Cette limite n'est pas horizontale et certains auteurs ([52]) interprètent l'ensemble des réflecteurs comme un chevauchement majeur qui constituerait la base d'une unité allochtone représentée par les terrains précambriens du bloc mancellien. Cette unité chevauchante constituerait la nappe de Bray.

Il est caractérisé par une sismicité historique assez diffuse, dont le séisme le plus important (séisme du 30/12/1775) a atteint l'intensité VII MSK.

#### **3.4.4. Zone Sismotectonique « Domaine Cadomien autochtone » (4)**

Ce domaine est situé au Sud-Est de la précédente zone et est donc limité au Nord par le ZCNA (branche Nord) et au Sud par la branche Sud de la ZCNA.

Le bloc cadomien autochtone correspond à une série en place recoupée par les cisaillements verticaux ductiles tardi-hercyniens de la ZCNA.

Contrairement au précédent bloc cadomien, ce domaine a une sismicité réduite, tant sur le plan historique qu'instrumental.

#### **3.4.5. Zone Sismotectonique « Domaine Centre-Armoricain » (5)**

C'est une zone complexe, limitée au Nord par la zone de cisaillement nord-armoricaine ZCNA et au Sud par la faille de Nort-sur-Erdre/Thouarcé (ou faille de Nort-sur-Erdre / Doué-la-Fontaine).

Elle se caractérise par des déformations d'âge hercynien parsemées d'intrusions granitiques. Elle est, en effet, dominée par des structures d'orientation WNW-ESE à E-W, bien visibles dans les zones d'affleurement du socle et par de petites failles normales d'orientation NNW-SSE.

La croûte supérieure y est essentiellement métamorphique avec une foliation à pendage Sud. Quelques batholites granitiques recoupent ces séries métamorphiques.

Cette zone sismotectonique englobe la faille sismogène de Quimper-Angers.

Il s'agit d'une zone de sismicité historique diffuse. Les séismes maximaux potentiels de cette zone sont des séismes d'intensité VII MSK (1497, 1706, 1888). De même, nous rattacherons également le séisme du 15/02/1657 qui est très mal connu et que l'on attribue également à la faille de Quimper-Angers.

#### **3.4.6. Zone Sismotectonique Seine (6)**

C'est la zone qui correspond au système de failles de la Seine et à la moitié Nord de la grande anomalie magnétique du Bassin de Paris qui pourrait correspondre à un grand couloir de cisaillement lors de la fin de l'orogénèse hercynienne et qui correspondrait à un sillon légèrement subsident au Lias puis au Pliocène.

Peu d'épicentres de séismes historiques sont localisés à l'intérieur de ce domaine, on y rattachera cependant le séisme du 01/12/1769 d'intensité épiscopale VI-VII MSK.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 37/44

FLAMANVILLE

### 3.4.7. Famille d'accidents NNW-SSE

Dans le Massif Armoricaïn, la notion de famille d'accidents pourrait s'appliquer à certaines failles de direction NNW-SSE.

Cette famille comprendrait les failles affectant le socle suivantes (voir figure 2.5 FIG 9) :

- Faille de Nort-sur-Erdre/St-Brieuc ou faille de Quessoy,
- Faille de Chateaubriand/St-Malo,
- Faille de Vitré/Segré,
- Faille de Mayenne.

Ces failles ne correspondent pas en fait à une fracture unique et continue, mais plutôt à une succession de petites fractures (entre 10 et 20 kilomètres de long) en recouvrement, et présentant souvent un décalage vers l'Ouest.

#### 3.4.7.1. Faille de Quessoy

La faille de Quessoy ou faille de Nort Sur Erdre – Saint Brieuc ne présente pas de signature continue en surface. C'est à partir de l'alignement de petits bassin tertiaires coïncidant avec une série d'anomalies gravimétriques qu'elle a été déduite ([48]). « Elle traverse toute la Bretagne du Nord au Sud, sur une distance de 300 à 400 km, depuis l'Est de l'île de Bréhat où elle longe la côte jusqu'en Baie de St-Brieuc, jusqu'à la Loire dans la région de Champtoceaux. » ([33]).

Elle constitue la limite entre le bloc Ouest et les blocs Est et Centre du Massif Armoricaïn ([53]). Cet accident est l'expression de la fracturation post-hercynienne. Il présente les signes d'une activité tectonique tertiaire et peut-être quaternaire. Le rejet total est faible, comparé à la période d'activité supposée (plusieurs millions d'années).

Cette faille marque la différence entre une sismicité plus importante à l'Ouest et une sismicité plus faible à l'Est. Tout comme le Cisaillement Sud-Armoricaïn, cette faille est jalonnée de petits essais sismiques ([33]). Toutefois, les magnitudes affichées par ces séismes sont plus faibles que celles des séismes de la ZCSA, de magnitudes supérieures ou égale à 3.5. Ceci peut probablement s'expliquer par les contrastes rhéologiques plus importants de part et d'autre de la ZCSA, offrant ainsi une possibilité de propagation de rupture sur une plus grande longueur de faille ([33]).

Le séisme que nous retiendrons pour cette faille celui du 15/05/1888 d'une intensité épacentrale VI MSK. Le séisme du 30/08/1975, de magnitude ML = 4.2, a eu lieu sur la partie septentrionale de la faille. Cependant, ce séisme dispose d'un mécanisme au foyer ([23]) qui indique qu'il est davantage lié au système de failles E-W, situé juste à l'Ouest de la faille ; il serait donc plutôt attribué au domaine domnonéen. Nous ne le rattacherons donc pas à la faille de Quessoy.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 38/44

FLAMANVILLE

### 3.4.7.2. Faille de la Mayenne

La Faille de la Mayenne est également une ancienne faille hercynienne soulignée par une anomalie gravimétrique ([47]). Elle s'étend de la branche centrale de la ZCNA jusqu'à sa rencontre avec la faille de St-Sever ([35]). Il s'agit d'une anomalie topographique N170°E qui guide le cours inférieur de la Vire ([35], [50], [54]). Elle joue un rôle morphostructural en constituant la bordure orientale des fossés de Céaucé et de Gilles-des-Marais, remplis de sédiments éocènes à plio-quatérnaires. Etant indépendante de la lithologie, cette anomalie peut s'interpréter en terme de mouvements verticaux d'origine tectonique ([35]). Toutefois, contrairement à la faille de Quessoy, aucun séisme historique ne semble rattaché à cette faille, qui par conséquent, ne peut se justifier en terme de zone sismotectonique. Si, comme Lagarde et al. (2000) ([50]), une sismicité lui était attribuée, il semblerait que ce soit davantage liée à l'activité de la faille de Vire, qui se trouve dans le prolongement Nord de la faille de la Mayenne ([35]).

### 3.4.7.3. Conclusion sur la famille d'accidents NNW-SSE

Ces accidents présentent plusieurs particularités, qui conduiraient à leur appliquer la notion de famille d'accidents :

- même orientation, sensiblement NNW-SSE, dans un champ de contraintes homogène à grande échelle,
- certains éléments attestent de leur activité récente (tertiaire) : au niveau géologique, des sédiments tertiaires ont été préservés à leur niveau attestant du rejeu tardif de ces accidents,
- les données de sismicité instrumentale semblent montrer des alignements parallèles à leur direction (cependant sans se calquer sur leur position).

Il existe dans le Massif Armoricain, bien d'autres failles tardi-hercyniennes de même direction, qui auraient également joué ultérieurement. Nous limitons cependant arbitrairement cette notion aux failles principales marquées par des bassins tertiaires. L'absence de ces bassins sur les autres structures de même direction, correspondrait soit à une activité tectonique moindre, soit à l'absence ou disparition des terrains de couverture.

On retiendra pour cette famille d'accidents NNW-SSE un séisme de référence correspondant au séisme du 15/05/1888 d'intensité VI MSK, qui apparaît comme étant le plus pénalisant.

## 4. SYNTHÈSE SISMOTECTONIQUE

### 4.1. DÉTERMINATION DU SÉISME MAXIMUM HISTORIQUEMENT VRAISEMBLABLE

Pour chacune des zones sismotectoniques, nous retiendrons le séisme le plus pénalisant en terme d'intensité induite sur le site afin de déterminer le niveau sismique dimensionnant.

La synthèse sismotectonique est présentée dans le tableau 2.5 TAB 3.

Les séismes les plus pénalisants en terme d'intensité induite sur le site sont les séismes du 01/04/1853 et du 30/07/1926, situés dans le domaine du site, à l'Ouest du Cotentin. Ils peuvent donc être translatés à la verticale du site et sont donc susceptibles de causer des désordres de l'ordre de VII MSK.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 39/44

FLAMANVILLE

Les caractéristiques des SMHV sont par conséquent les suivantes :

	<b>01/04/1853</b>	<b>30/07/1926</b>
Intensité épicentrale	VII MSK	VII MSK
Magnitude ( $M_L$ )	5.4	5.2
Profondeur	18 km	13 km

#### **4.2. DÉTERMINATION DU SÉISME MAJORÉ DE SÉCURITÉ**

Les caractéristiques des SMS sont par conséquent les suivantes :

	<b>01/04/1853</b>	<b>30/07/1926</b>
Intensité épicentrale	VIII MSK	VIII MSK
Magnitude ( $M_L$ )	5.9	5.7
Profondeur	18 km	13 km

#### **4.3. SPECTRES DE SOL**

Les spectres de sols sont calculés par les lois d'atténuation spectrales établies par l'IRSN, dans le cadre de la RFS 2001-01 ([59]), en considérant que la magnitude  $M_L$  est égale à la magnitude  $M_s$ .

Les coefficients retenus sont ceux d'un « sol dur » ( $V_S$  800 m/s), conformément aux vitesses de cisaillement mesurées par les essais in-situ sur les trente premiers mètres ( $V_{S30} > 2500$  m/s dans le granite).

Les effets de site sont supposés négligeables compte tenu du contexte rocheux du site, de la stratigraphie et de la topographie du batholite granitique de Flamanville.

Les spectres de réponses associés aux SMHV et aux SMS sont illustrés par la figure 2.5 FIG 13.

Le SMS (Séisme Majoré de Sécurité) du site conduit à une accélération horizontale au sol de 0,16 g (avec les caractéristiques du séisme de 1926). En ce qui concerne l'accélération verticale, on retient classiquement les 2/3 de l'accélération horizontale.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 40/44

FLAMANVILLE

**LISTE DES REFERENCES**

- [1] S. BAIZE et al. (2002) Inventaire des indices de rupture affectant le Quaternaire. Mém. de la Soc. Géol. De France, HS, 2002, n° 175.
- [2] P. BASSOMPIERRE et al. (1968) Observations tectoniques dans la région d'Arromanches. Bull. de la Soc. Linéenne de Normandie, série 10, n° 9.
- [3] A. BITRI et al. (1996) Structure crustale du bloc cadomien de Bretagne Nord (France) : sismique réflexion verticale et sondage magnétotellurique (projet GéoFrance 3D - Armor) C.R. Acad. Sci. Paris, Sciences de la terre et des planètes, 1997, 325, pp. 171-177
- [4] J.P. BLAIS (1996) Etude de la sismicité historique du Nord Cotentin Rapport EDF-EFT-GG-94.100C du 14/02/1996
- [5] C. BOIS, O. GARIEL, J.C. SIBUET [coordinateurs] (1991) Programme ECORS / Etude de la croûte terrestre par sismique profonde / Mer Celtique - Manche et ses approches occidentales (Profils SWAT et WAM). Mém. SGF , 1991, n°159
- [6] S. BONNET (1998) Tectonique et dynamique du relief : Le socle armoricain au Pléistocène Université de Rennes, Thèse
- [7] P. BOUSQUET, D. SELIER (1975) Le rôle de la néotectonique dans le tracé de la vallée du Gesvres Norois, 87, pp. 466-473
- [8] M. CAZES et G. TORREILLES [coordinateurs] (1988) Programme ECORS / Etude de la croûte terrestre par sismique profonde / Profil Nord de la France Ed. Technip, 1988
- [9] J.J. CHAUVEL, M. ROBARDET, J.P. LEFORT (1980) Géologie des pays européens / Massif Armoricain Ed. Dunod, 1980
- [10] J. COGNE (1974) Géologie de la France / Le Massif Armoricain J. Debelmas, Ed. Doin, t. 1, pp. 105-161
- [11] J.P. COLBEAUX et al. (1980) Le détroit du Pas de Calais : un élément dans la tectonique de blocs de l'Europe nord-occidentale. Bull. Inf. Géol. Bass. Paris, vol. 4, pp. 41-54.
- [12] L. COLLIN (1928) Tremblement de terre du 30 juillet 1926. Bull. Soc. Géol. et Min. de Bretagne, 1928, tome IX, fasc. 1-2-3-4, pp. 45-57 Géologie de la France, Ed. Doin - 1974
- [13] F. DORE et al. (1977) Guide géologique de la Normandie Collection Guides géologiques régionaux. Ed. Masson.
- [14] S. DURAND et J. ESTEOULE-CHOUX (1977) Sédimentation tertiaire et tectonique dans le Massif Armoricain 5ème Réunion. Ann. Sc. Terre, Rennes, pp. 212
- [15] M. GAUTIER (1970) Des failles quaternaires sur la côte du pays de Retz (Loire-Atlantique) Bull. Ass. Géographes, 381, pp. 155-163
- [16] B. GRELLET, P. COMBES, T. GRANIER et H. PHILIP (1992) Sismotectonique de la France métropolitaine. Mém. SGF, n° 164, 1993
- [17] GRESSELIN (1990) Evolution varisque du Massif Armoricain Oriental Thèse, Université de Caen
- [18] Y. GROS, O. LIMASSET (1984) Déformations récentes dans les socles cristallins. Exemple du Massif Armoricain Documents du B.R.G.M. n° 84
- [19] C. LE CORRE et al. (1991) Les Massifs anciens de la France / Le Massif Armoricain Sciences géologiques Bull., tome 44, fascicule 1-2



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 41/44

FLAMANVILLE

- [20] J.P. LEFORT (1975) Le socle periarморicain / Etude géologique et géophysique du socle submergé à l'ouest de la France Thèse, Université de Rennes
- [21] N. LENOTRE et al. (1997) Two comparative levelling methods for demonstrating current vertical movement and their application to Brittany (France) - Submitted to Tectonophysics.
- [22] G. LEROUGE, P. FREYTET (1988) Le Sud-Est du Massif Armoricain et le Nord-Ouest du Massif Central / Essai de reconstitution de la néotectonique par l'analyse structurale et géomorphologique. Géologie de la France, n°4, 1988\*
- [23] A. LEVRET, J.C. BACKE et M. CUSHING (1994) Atlas of macroseismic maps for French earthquakes with their principal characteristics. Natural Hazards, 10, pp. 19-46.
- [24] C. PAQUIN et al. (1978) Mesures directes des contraintes tectoniques en France septentrionale. Bull. Soc. Géol. Fr., (7), XX(5), pp. 727-731.
- [25] C. PAREYN (1980) Mise en évidence d'une activité néotectonique pliocène et quaternaire dans le Cotentin, le bassin de Carentan et le Bessin (Manche et Calvados). Bull. Soc. Géol. Fr., 1980, n°4
- [26] S. REBAÏ et al. (1992) Modern tectonic stress field in the Mediterranean region : evidences for stress deviations at different scale. Geophys. J. Int., 110, pp. 106-140.
- [27] J. ROUX, S. LE BOURHIS, J. DALBERA (1995) Etude sismotectonique de La Hague Rapport COGEMA/BU/DRM - Section Géophysique
- [28] B. VAN VLIET-LANOË et al. (1997) Le Mio-Pliocène du Massif Armoricain. Données nouvelles. C. R. Acad. Sci. Paris, Sciences de la terre et des planètes, 1998, 326, pp. 333-340
- [29] J.L. VIGNERESSE (1986) La fracturation post-hercynienne du Massif Armoricain d'après les données géophysiques. Géologie de la France, n°4, 1988
- [30] R. WYNS (1977) Tectonique récente dans l'ouest du Bassin Parisien. Méthodes d'étude et bilan des déformations plio-quaternaires. Bull. Soc. Géol. Fr., vol. 5, pp. 1093-1103
- [31] AMORESE, D., LAGARDE, J.-L. ET E. LAVILLE (1999). A point pattern analysis of the distribution of earthquakes in Normandy (France). Bull. Seism. Soc. Amer., 89, p. 742-749.
- [32] AMORESE, D., WALKER, A., LAGARDE, J.-L., SANTOIRE, J.-P., VOLANT, P., FONT, M. ET M. LECORNU (2000). New seismotectonic data from an intraplate region : focal mechanisms in the Armorican Massif (northwestern France). Geophys. J. Int., 143, p. 837-846.
- [33] ARROUCAU, P. (2006). Sismicité du Massif Armoricain : relocalisations et interprétation tectonique. Thèse, Université de Nantes, 190p.
- [34] BAIZE, S., CUSHING, M., LEMEILLE, F., GRANIER, T. ET B. GRELLET (2002). Inventaire des indices de rupture affectant le Quaternaire. Mém. de la Soc. Géol. De France, HS, 2002, n° 175.
- [35] BAIZE, S. (1999). Tectonique, eustatisme et climat dans un système géomorphologique côtier. Le Nord-Ouest de la France au Plio-Pléistocène, exemple du Cotentin (Normandie). Doc. BRGM, 289, 366p.
- [36] BASSOMPIERRE, P. ET AL. (1968). Observations tectoniques dans la région d'Arromanches. Bull. de la Soc. Linéenne de Normandie, série 10, n° 9.
- [37] BITRI, A., BRUN, J.-P., TRUFFERT, C. ET P. GUENNOG (2001). Deep seismic imaging of the Cadomian thrust wedge of Northern Brittany. Tectonophysics, 331, p. 65-80.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 42/44

FLAMANVILLE

- [38] BITRI, A., BRUN, J.-P., CHANTRAINE, J., GUENNOC, P., MARQUIS, G., MARTHELOT, J.-M., PERRIN, J., PIVOT, F. ET TRUFFERT, C. (1997). Structure crustale du bloc cadomien de Bretagne Nord(France) : sismique réflexion verticale et sondage magnétotellurique (projet Géofrance 3D-Armor). C.R. Acad. Sci. Paris, 325, p.171-177.
- [39] BONNET, S., GUILLOCHEAU, F., BRUN, J.-P. ET J.V. D. DRIESSCHE (2000). Large-scale relief development related to Quaternary tectonic uplift of a Proterozoic-Paleozoic basement : The Armorican Massif, NW France. J. Geophys. Res. , 105, p.19273-19288.
- [40] BOUSQUET, P. ET D. SELLIER (1975). Le rôle de la néotectonique dans le tracé de la vallée du Gesvres. Norois, 87, p.466-473.
- [41] BRUN, J.-P., GUENNOC, P., TRUFFERT, C., VAIRON, J. (2001). Cadomian tectonics in northern Brittany : a contribution of 3-D crustal-scale modelling. Tectonophysics, 331, p. 229-246.
- [42] CHANTRAINE, J., CHAUVEL, J.-J., BALE, P., DENIS, E. ET D. RABU (1988). Le Briovérien (Protérozoïque supérieur à terminal) et l'orogénèse cadomienne en Bretagne (France). Bull. Soc. Géol. Fr., IV(5), p. 815-829.
- [43] CHANTRAINE, J., EGAL, E., THIEBLEMONT, D., LE GOFF, E., GUERROT, C., BALLEVRE, M. ET GUENNOC, P. (2001). The cadomian active margin (North Armorican Massif, France) : a segment of the North Atlantic Panafrican belt. Tectonophysics. 331, p. 1-18.
- [44] COLBEAUX, J.-P., DUPUIS, C., ROBASZINSKI, F., AUFFRET, J.-P., HAE-SAERTS, P. ET J. SOMME (1980). Le détroit du Pas de Calais : un élément dans la tectonique de blocs de l'Europe nord-occidentale. Bull. Inf. Géol. Bass. Paris, 4, pp. 41-54.
- [45] DORE, F. ET AL. (1977). Guide géologique de la Normandie. Collection Guides géologiques régionaux. Ed. Masson.
- [46] GALDEANO, A., ASFIRANE, F., TRUFFERT, C., EGAL, E. ET N. DEBEGLIA (2001). The aeromagnetic map of the French Cadomian belt. Tectonophysics, 331, p.99-122.
- [47] M. J. GRAINDOR (1967). Les dislocations majeures du socle armoricain. In : Contribution de la carte gravimétrique à la géologie du Massif Armoricain. Mém. BRGM 52.
- [48] J.L. JAEGER (1967). Un alignement d'anomalies légères coïncidant avec des bassins tertiaires en Bretagne. Mém. Soc. Géol. Minéral. Bretagne, 52, p. 91-102.
- [49] JUDENHERC, S ; GRANET, M., BRUN, J.-P., POUPINET, G., PLOMEROVA, J., MOCQUET, A. ET ACHAUER, U. (2002). Images of lithospheric heterogeneities in the Armorican segment of the Hercynian Range in France. Tectonophysics, 358, p. 121-134.
- [50] LAGARDE, J.-L., BAIZE, J., AMORESE, D., DELCAILLAU, B., FONT, M. ET P. VOLANT (2000). Active tectonics, seismicity and geomorphology with special reference to Normandy (France). Journal of Quaternary Science, 15 (7), p.745-758.
- [51] LAGARDE, J.-L., AMORESE, D., FONT, M., LAVILLE, E. ET O. DUGUE (2003). The structural evolution of the English Channel area. Journal of Quaternary Science, 18 (3-4), p.201-213.
- [52] MATTE, PH. ET A. HIRN (1988). Généralités sur la chaîne varisque d'Europe, coupe complète de la chaîne sous l'Ouest de la France. Programme ECORS Profil Nord de la France, 2<sup>d</sup>ition Technip.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 43/44

FLAMANVILLE

- [53] MAZABRAUD, Y., BETHOUX, N. ET S. DEROUSSI (2005). Characterisation of the seismological pattern in a slowly deforming intraplate region : Central and Western France. *Tectonophysics*, 409, p. 175-192.
- [54] MAZABRAUD, Y., BETHOUX, N., GUILBERT, J. ET O. BELLIER (2005). Evidence for short scale stress field variations within intraplate central-western France. *Geophys. Journal Intern.*, 160, p. 161-178.
- [55] PAREYN, C. (1980). Mise en évidence d'une activité néotectonique pliocène et quaternaire dans le Cotentin, le bassin de Carentan et le Bessin (Manche et Calvados). *Bull. Soc. Géol. Fr.*, 1980, n°4
- [56] PERROT, J., ARROUCAU, P., GUILBERT, J., DEVERCHERE, J., MAZABRAUD, Y., ROLET, J., MOCQUET, A., MOUSSEAU, M. ET MATIAS, L. (2005). Analyof the Mw 4.3 Lorient earthquake sequence : a multidisciplinary approach to the geodynamics of the Armorican Massif, westernmost France. *Geophys. J. Int.*, 162, p.935-950.
- [57] TRUFFERT, C., EGAL, E., LE GOFF, E., COURRIOUX, G. ET P. GUENNOC (2001). Gravity modellings of the Cadomian active margin of northern Brittany. *Tectonophysics*, 331, p.81-97.
- [58] WYNS, R. (1977). Tectonique récente dans l'ouest du Bassin Parisien. Méthodes d'étude et bilan des déformations plio-quaternaires. *Bull. Soc. Géol. Fr.*, 5, pp. 1093-1103
- [59] IRSN (2000). Méthode de détermination des spectres horizontaux et verticaux adaptés au site dans le cadre de la R.F.S.I.2.c (Novembre 2000). DPRE/SERGD n°00-53.
- [60] SALEEB-ROUFAIEL.G (1962) Contribution à l'étude du gisement ferrifère de Diélette (Sciences de la Terre – Mémoire n°2 – 184 pages – Nancy)
- [61] AMBRASEYS N.N. (1985a) Magnitude assessment of Northwestern European earthquakes. *Earthquake Engineering and Structural Dynamics*, vol. 13 pp. 307-320.
- [62] AMBRASEYS N.N. (1985b) Intensity attenuation and magnitude-intensity relationships for Northwestern European earthquakes. *Earthquake Engineering and Structural Dynamics*, vol. 13 pp. 733-778.
- [63] AMBRASEYS N.N. (1988) Engineering Seismology. *Earthquake Engineering and Structural Dynamics*, vol. 17, Issue 1 pp. 1-105.
- [64] AMORESE D., M. FONT et J. LAGARDE (2010) Source of parameters of the 30 July 1926 and 17 February 1927, Jersey (English Channel) earthquakes from historical and seismological data. Abstract n. ES4/Mo/O4, European Seismological Commission 32nd General Assembly, September 6-10, Montpellier, France.
- [65] AMORESE D., A., WALKER, J-L. LAGARDE, J-P. SANTOIRE, P. VOLANT, M. FONT et M. LECORNU (2000). New seismo-tectonic data from an intraplate region : focal mechanisms in the armorican massif (northwestern France). *Geophys. J. Int.*, 143, 837-846.
- [66] AMORESE D. (submitted, 2011) Source parameters of the 30 July 1926 and Febraury 1927, Jersey (English Channel) earthquakes from historical, instrumental and macroseismic data. Submitted to *Geophys. J. Int.*
- [67] GUTENBERG B. et C.F. RICHTER (1942) Earthquake, Magnitude, Intensity, Energy and Acceleration. *Bull. Seism. Soc. Am.*, vol 32 n. 3 pp. 163-191.
- [68] KARNIK V. (1969) Seismicity of the European Area – Part 1. Czechosl
- [69] KARNIK V. (1996) Seismicity of Europe and the Mediterranean. *StudiaGeo s. s r.o. and Geophysical Institute Praha*, edited by Karel Klima.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5

SECTION : -

PAGE : 44/44

FLAMANVILLE

- [70] LEVRET A., M. CUSHING et G. PEYRIDIEU (1996) Etude des caractéristiques des Séismes Historiques en France. Atlas de 140 cartes macrosismiques, 399 pp.
- [71] MOURANT A.E. (1931) Earthquakes of the Channel islands and neighboring countries. A seismological and historical account, Société Jersiaise, pp. 1-56.
- [72] ROTHE J.P. et P. PETERSCHMITT (1960) Catalogue des sécousses d'intensité égale ou supérieure à 6 (1901-1955), 10pp.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5  
SECTION : -  
TABLEAU : 1  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

**2.5 TAB 1 : CARACTÉRISTIQUES DES SÉISMES HISTORIQUES D'INTENSITÉ  
ÉPICENTRALE SUPÉRIEURE À VI MSK (EXTRACTION DANS UN CARRÉ DE 600 KM  
DE CÔTÉ CENTRÉ SUR LE SITE)**

NUMEVT	Int	jour	Mois	année	Xlamb	Ylamb	QI	QP	QD	dist/site(km)	E : lieux épicentre
370008	7,5	11	3	1704	479,2	2217,9	E	E	A	PLATEAU DE SAINTE-MAURE (LIGUEIL ?)	334
440015	7,5	25	1	1799	262,5	2228,1	K	C	A	MARAIIS BRETON (BOUIN)	274
860004	7,5	6	10	1711	425,9	2217,4	B	B	A	LOUDUNOIS (LOUDUN)	309
1150001	7,5	21	5	1382	576,4	2704,7	C	D	A	MER DU NORD (N-E. DEAL ?)	344
1150004	7,5	6	4	1580	541,1	2667,8	C	D	A	MANCHE (DETROIT DE CALAIS-DOUVRES)	294
1150007	7,5	22	4	1884	499,3	2757,7	B	D	A	ESSEX (COLCHESTER-PELDON)	326
140007	7	30	12	1775	405,1	2466,8	B	B	A	PLAINE DE CAEN (CAEN)	110
290030	7	2	1	1959	126,9	2345,1	B	A	A	CORNOUAILLE (MELGVEN)	232
360008	7	5	7	1841	519,8	2215,4	A	B	A	BRENNE (CHATILLON-SUR-INDRE)	360
490019	7	14	5	1497	394,1	2288,8	C	D	A	BASSE-VALLEE DU LOIR (TIERCE)	231
490033	7	14	1	1663	364,1	2221,7	E	E	B	BOCAGE VENDEEN (CHATILLON-SUR-SEVRES ?)	286
490035	7	7	9	1706	453,6	2259,2	C	D	A	VALLEE DE LA LOIRE (LANGEAIS)	286
560001	7	30	8	1286	216,8	2306,9	C	E	A	VANNETAIS (VANNES)	210
560027	7	9	1	1930	214,9	2316,3	A	A	A	LANDES DE LANVAUX (MEUCON)	202
1150106	7	11	9	1275	246,6	2693,6	E	E	A	SOMERSET (GLASTONBURY)	201
440007	6,5	13	3	1708	424	2231	E	E	A	LOUDUNOIS ?	296
490023	6,5	25	3	1588	382,1	2270,7	C	D	A	VAL D'ANJOU (ANGERS)	244
500023	6,5	1	4	1853	313,2	2456,6	B	B	A	BOCAGE NORMAND (COUTANCES)	45
760019	6,5	1	12	1769	489,3	2542,2	A	B	A	PAYS DE CAUX (VEULES)	194
1150020	6,5	30	7	1926	274,8	2466,8	B	B	A	JERSEY	42
1150046	6,5	19	3	1750	429,1	2727,8	B	B	A	LONDRES	262
1150102	6,5	5	3	1752	165,2	2637,8	C	D	A	DEVON (DARTMOOR)	193

**LEGENDE :**

NUMEVT : numéro événement du séisme

Xlamb : coordonnée X Lambert II étendu

Ylamb : coordonnée Y Lambert II étendu

Int : intensité épicentrale dans l'échelle MSK 64 ( 7.0 = VII , 7.5 = VII-VIII )

QI : indice de qualité concernant la valeur de l'intensité épicentrale ( cf. Tableau 2 )

QP : indice de qualité concernant la localisation de l'épicentre ( cf. Tableau 2 )

QD : indice de qualité concernant la date de événement ( cf. Tableau 2 )

dist / site-E : distance de l'épicentre au site (en km) – Site : x= 294 y= 2513



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5  
SECTION : -  
TABLEAU : 2  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

**2.5 TAB 2 : INDICES DE QUALITÉ UTILISÉS DANS LA BASE DE SISMICITÉ HISTORIQUE**  
**SISFRANCE**

	QI	QP		QD
A	sûre	très fiable	avec	bon
B	assez sûre	fiable	isoséistes	moyen
C	incertaine	incertaine		douteux
D		probable	sans isoséiste	
E	présumée	présumée		
I	ponctuelle	ponctuelle		
K	calculée			

*Remarque : « probable » est utilisé dans le sens vraisemblable, et « présumé » dans le sens de supposé.*



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.5  
 SECTION : -  
 TABLEAU : 3  
 PAGE : 1/1  
 FLAMANVILLE

**2.5 TAB 3 : SYNTHÈSE SISMOTECTONIQUE DES SÉISMES DE RÉFÉRENCE POUR LE  
 SITE DE FLAMANVILLE.**

<i>Zone sismotectonique</i>	<i>Séisme de référence</i>	<i>I<sub>0</sub> (MSK)</i>	<i>M</i>	<i>H[km]</i>	<i>Méthode *</i>	<i>R [km]</i>	<i>I<sub>ste</sub> (MSK)</i>
Manche (1)	05/11/1734	VI à VII	5.5	19	(1 – a,b)	25	V-VI
	30/05/1889	VI à VII	5.4	18	(1 – a,b)		VI
Domnonéen (2)	01/04/1853	VII	5.4	18	(1 – a,b)	0	<b>VII</b>
	30/07/1926	VII	5.2	13	(1 – a,b)		<b>VII</b>
	30/08/1975	V-VI	4.2	7	(2)		V-VI
	05/08/1909	VI	5.2	20	(1 – a,b)		VI
Mancellien (3)	30/12/1775	VII	5.3	14	(1 – a,b)	60	V
Cadomien autochtone (4)	02/01/1827	VI	4.9	15	(3)	150	II-III
Centre-Armoricain (5)	15/05/1888	VI	5.1	20	(1 – a,b)	142	III
	14/05/1497	VII	5.0	11	(1 – b)		III-IV
	07/09/1706	VII	5.0	9	(1 – b)		III
	15/02/1657	VI	4.5	8	(3)		II
Seine (6)	01/12/1769	VI-VII	5.0	13	(1 – a,b)	140	III-IV
Famille d'accidents NNWSSE	15/05/1888	VI	5.1	20	(1 – a,b)	104	III-IV

I<sub>0</sub> : intensité épicentrale,  
 M : magnitude,  
 H : profondeur,  
 R : distance après transfert,  
 I<sub>s</sub> : intensité induite sur le site  
 PGA : accélération maximale du sol.

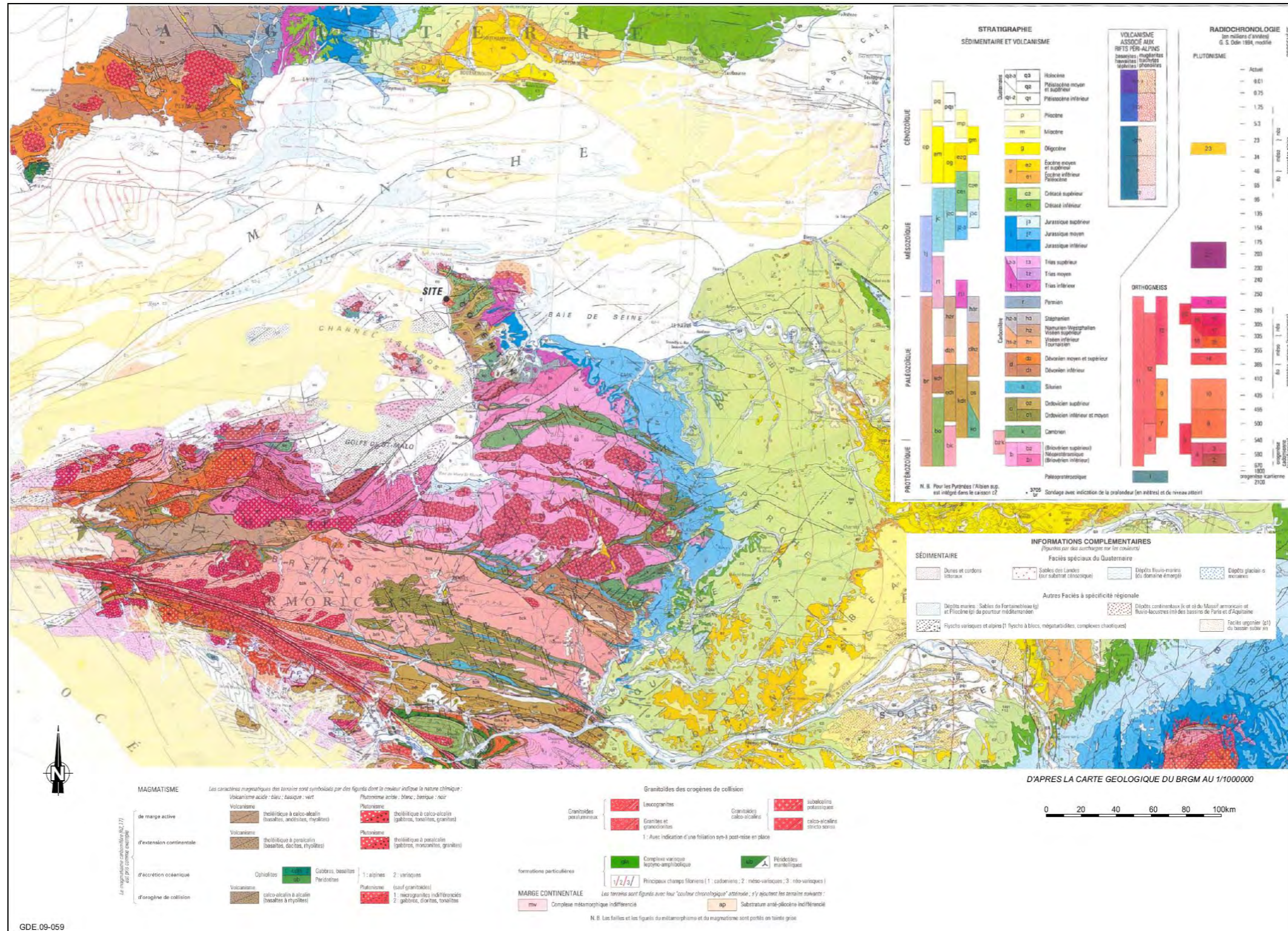
\* Méthode :

(1) Calage sur une loi de Kövesligethy-Sponheuer, en retenant les observations de qualité a, b ou c (voir indications entre parenthèses)

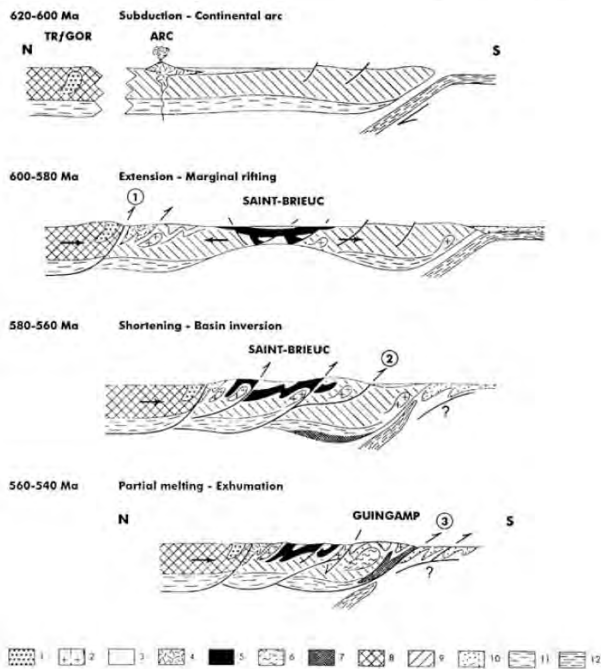
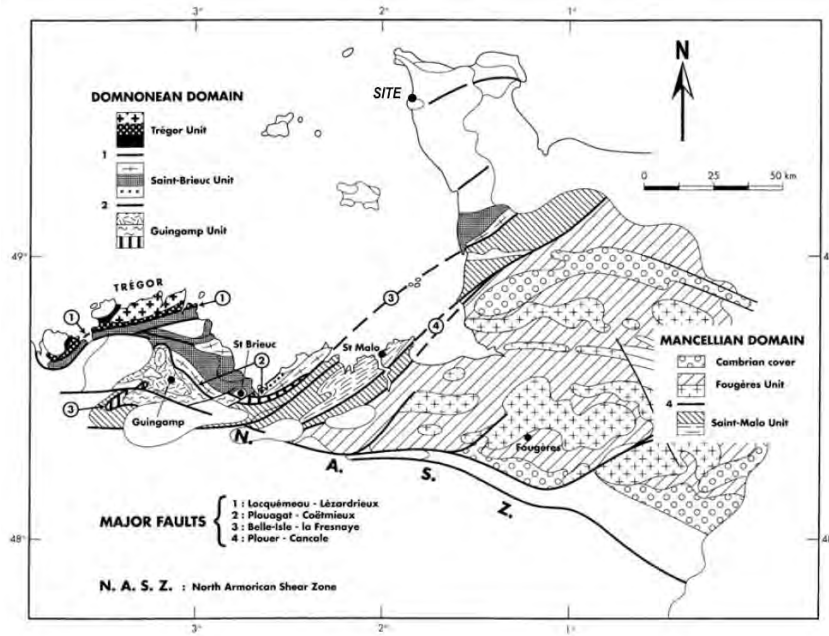
(2) Profondeur estimée par calage à partir des données de SISFRANCE, la profondeur instrumentale étant incompatible avec les observations

(3) Profondeur arbitraire, magnitude cohérente avec l'intensité épicentrale

**2.5 FIG 1 : CARTE GÉOLOGIQUE**



**2.5 FIG 2 : CEINTURE CADOMIENNE NORD ARMORICAIN**

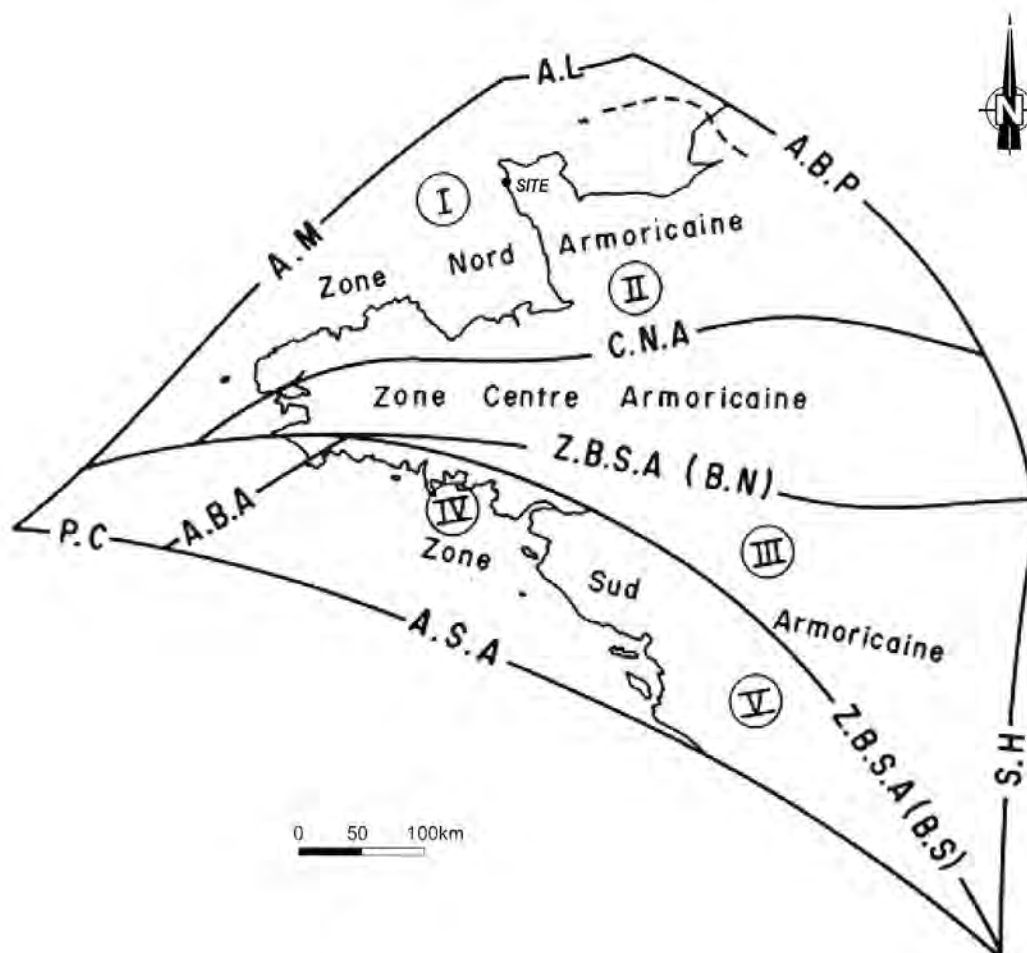


Sketch diagram illustrating the tectonic evolution of the Cadomian active margin. *Cadomian units*: 1. North Trégor Batholith. 2. Other Cadomian plutons. 3. Brioverian sediments. 4. Paimpol volcanics. 5. Lanvollon volcanics. 6. Guingamp migmatite. 7. Yffiniac-Belle-Isle slice. *Continental crust*: 8. Icartian upper crust. 9. Pentevrian upper crust. 10. Accretionary prism or continental margin. 11. Lower crust. *Oceanic crust*: 12. (The upper mantle is not represented.) *Major faults*: (1) Locquémeau-Lézardrieux; (2) Plouogat-Coëtmeux; (3) Belle-Isle-La Fresnaye.

D'après: CHANTRAINE et al (2001)



2.5 FIG 3 : LIMITES STRUCTURALES DU MASSIF ARMORICAIN



A.M. Accident de la Manche. - A.L. : Accident du Lizard. - A.B.P. : Accident du Bassin Parisien. - S.H. : Sillon houiller. - A.S.A. : Accident sud armoricain. - P.C. : Pente continentale. - A.B.A. : Accident de la Baie d'Audierne. - C.N.A. : Accident nord armoricain. - Z.B.S.A. : Zone broyée sud armoricaine. - (B.N. : Branche nord. - B.S. : Branche sud). - I : Ensemble domnonéo-normanien. - II : Mancellia. - III : Ensemble intermédiaire (situé entre les deux branches de la zone broyée sud-armoricaine. - IV : Anticlinal de Cornouaille. - V ; Ensemble Aquitano-Vendéen ; en pointillés : faille courbe de Fécamp.

D'après: J.J. CHAUVEL et M. ROBARDET (1980)  
 GDE.09-061

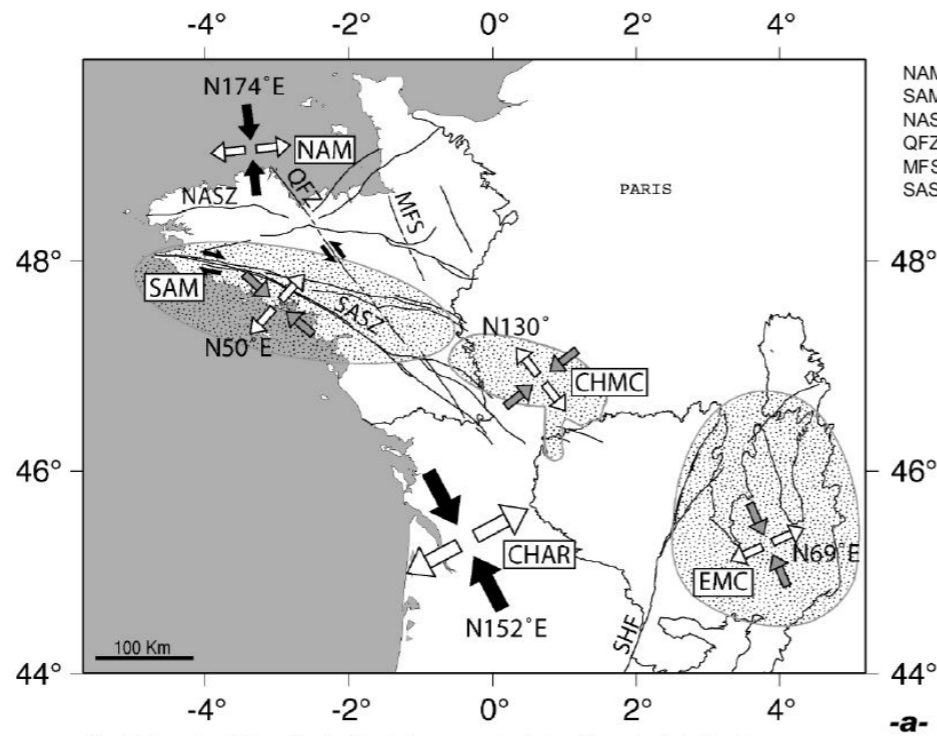
**2.5 FIG 4 : DÉCOUPAGE STRUCTURAL DU COTENTIN**



Essai d'interprétation structurale du Cotentin au Pléistocène, à partir du modèle cinématique de Mohammadioun *et al.* (1993). Bassins plio-pléistocènes : SM : Sainteny-Marchésieux ; L : Lessay ; ECR : Ecréhous ; SS : Saint-Sauveur-le-Vicomte ; SV : Saint-Vigor.

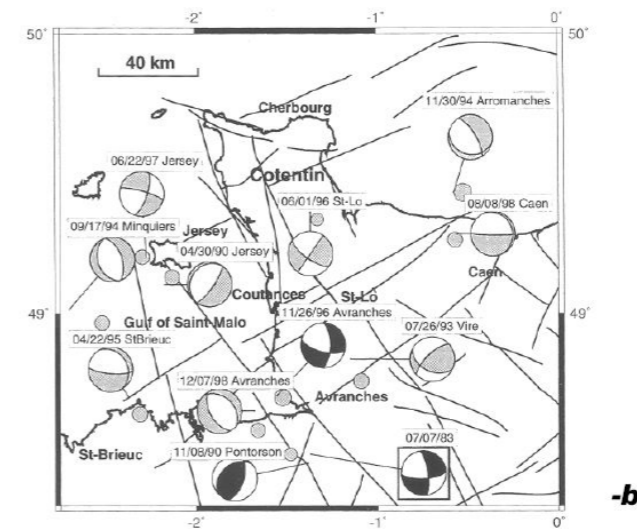
D'après: S. BAIZE (1999)

**2.5 FIG 5 : MODÈLE SISMOTECHNIQUE RÉGIONAL**

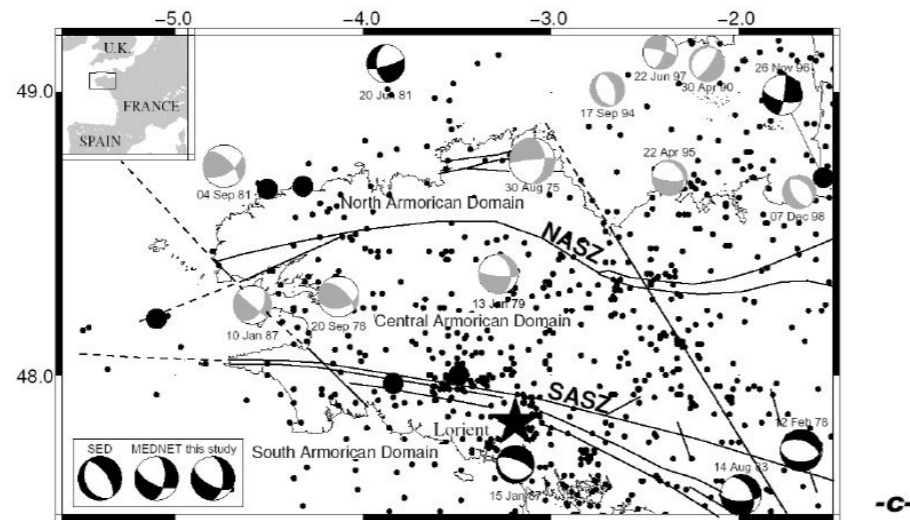


Les flèches noires indiquent la direction de la compression horizontale maximale ( $\sigma_{Hmax}$ )  
 Les flèches blanches indiquent la direction de la compression horizontale minimale ( $\sigma_{Hmin}$ )  
 Les zones à points représentent les perturbations du champ des contraintes (Mazabraud et al, 2005)

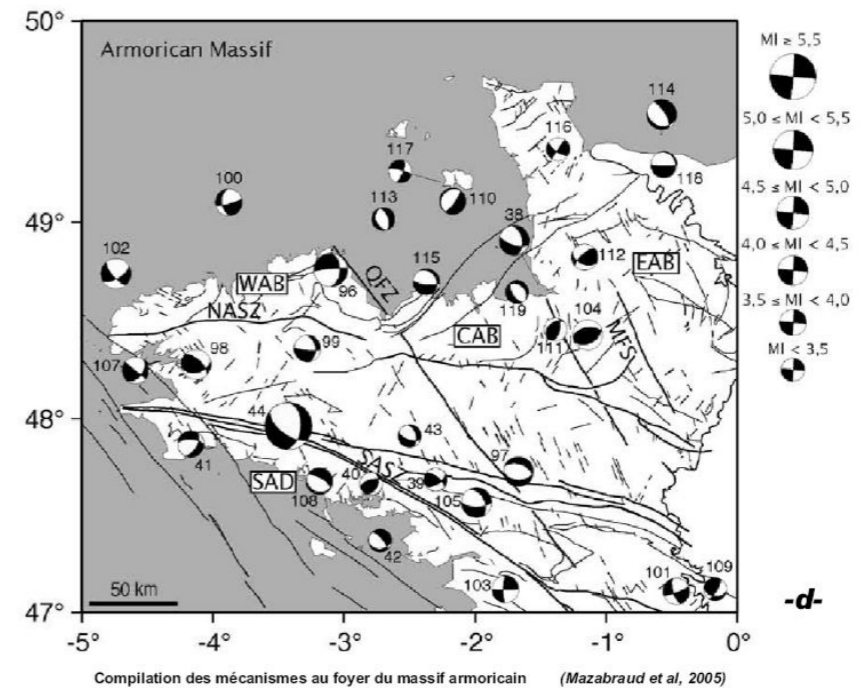
NAM North Armorian Massif  
 SAM South Armorian Massif  
 NASZ North Armorian Shear Zone  
 QFZ Quesnoy Fault Zone  
 MFS Mayenne Fault System  
 SASZ South Armorian Shear Zone



Cercles pleins: localisations initiales des épicentres  
 Les lignes relient la relocalisation des épicentres et les mécanismes au foyer (en gris: faible résolution, en noir: haute résolution). (Amorèse et al, 2000)

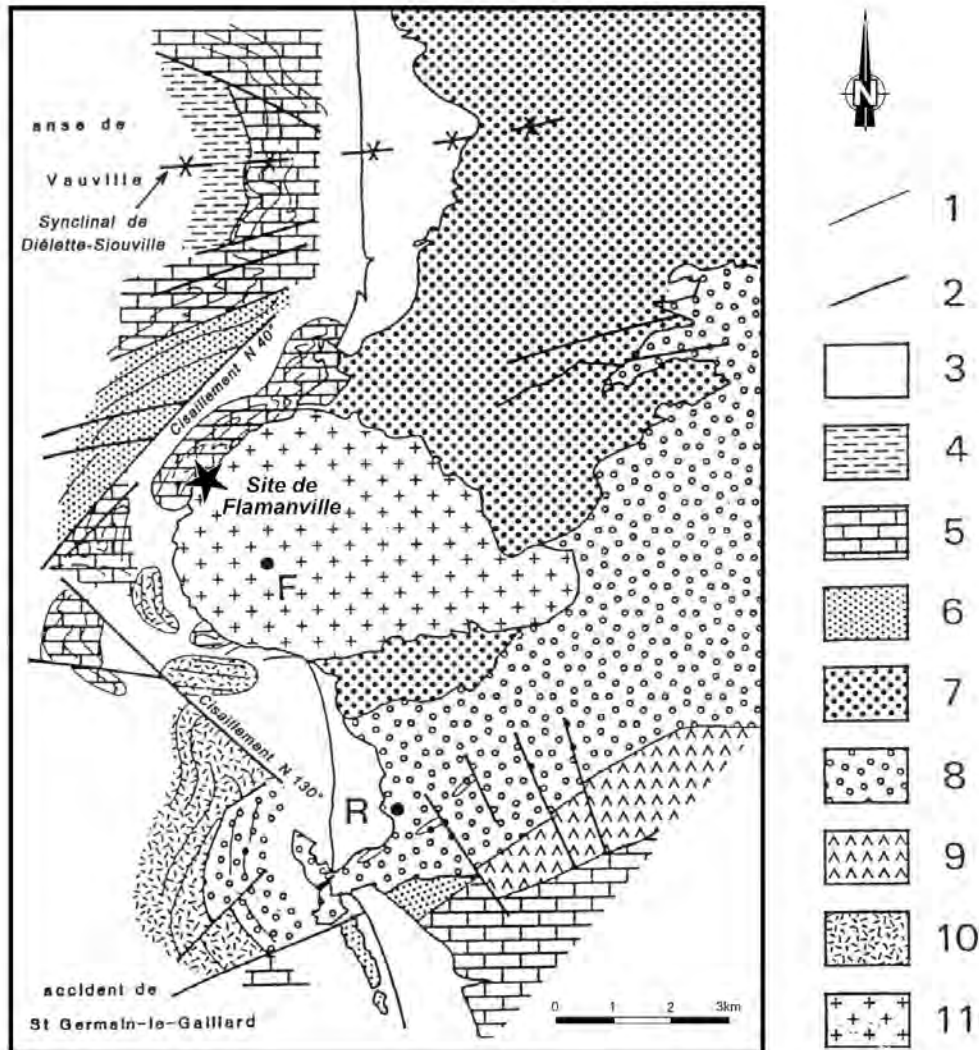


**ACTIVITE SISMIQUE DE LA BRETAGNE ENTRE 1962 ET 2003**  
 Les mécanismes au foyer sont issus des études de Nicolas et al. (1990) et Amorèse et al. (2000)  
 En noir: solutions bien contraintes    En gris: solutions à pauvre résolution  
 En bas à gauche: différentes solutions proposées pour le séisme de Lorient (★) (Mazabraud et al, 2005)



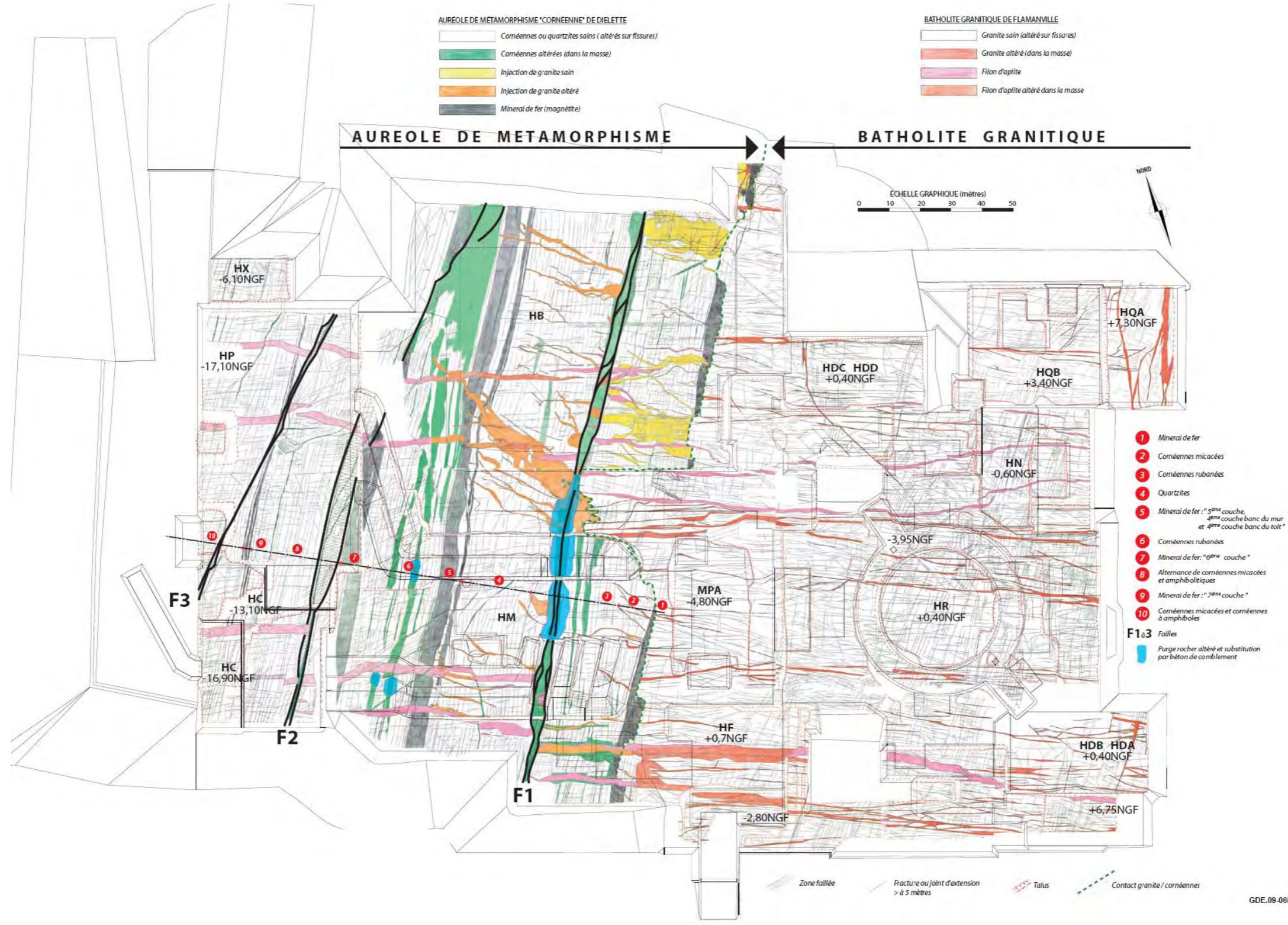
Compilation des mécanismes au foyer du massif armoricain (Mazabraud et al, 2005)

**2.5 FIG 6 : SCHÉMA GÉOLOGIQUE DANS LA ZONE DU CAP DE FLAMANVILLE**



Cartographie sous-marine (sonar latéral) des formations submergées au large du cap de Flamanville.  
 1 : stratification ; 2 : principales fractures ; 3 : formations post-varisques ; 4 : Schistes de Pont-aux-Bouchers (Siegenien) ; 5 : Schistes et calcaires de Néhou (Siegenien) ; 6 : Grès à *Playorthis monnieri* (Gédinnien) ; 7 : Ordovico-Silurien ; 8 : Cambrien ; 9 : Ignimbrites de Saint-Germain-le-Gaillard ; 10 : terrains non identifiés ; 11 : granite de Flamanville ; F : Flamanville ; R : le Rozel.

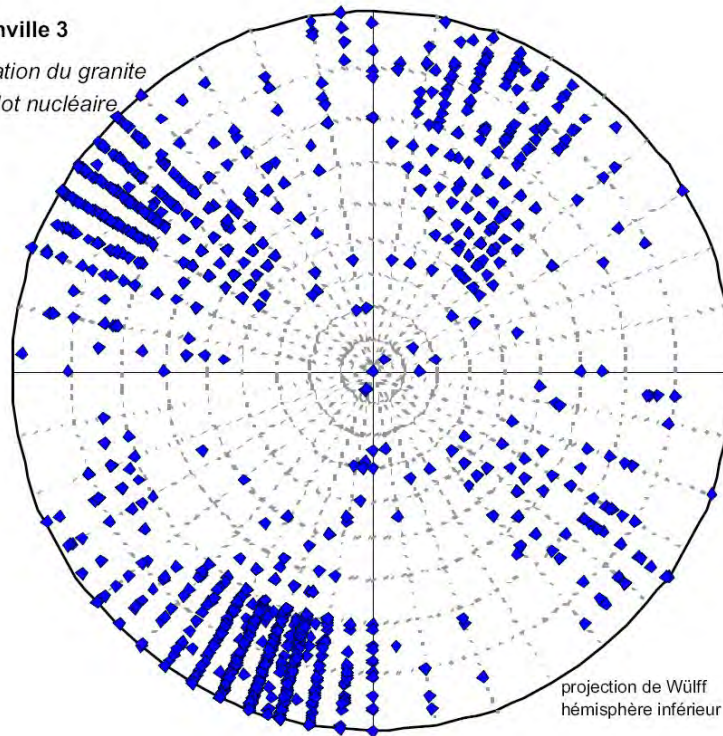
2.5 FIG 7 : LEVER GÉOLOGIQUE DES FONDS DE FOUILLE



**2.5 FIG 8 : FRACTURATION DU GRANITE SOUS L'ÎLOT NUCLÉAIRE**

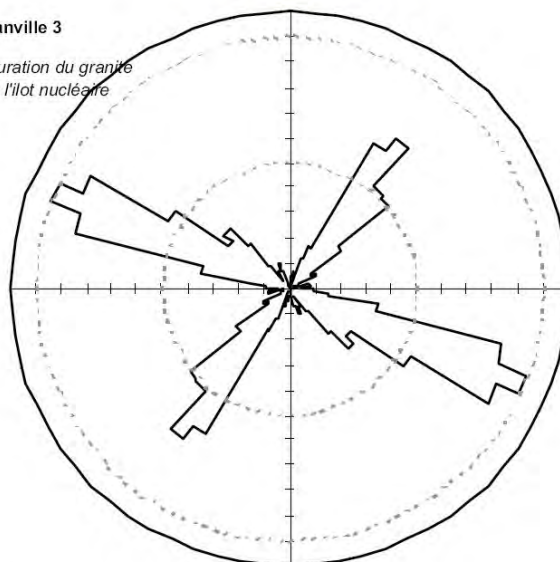
Flamanville 3

*fracturation du granite  
sous l'îlot nucléaire*



Flamanville 3

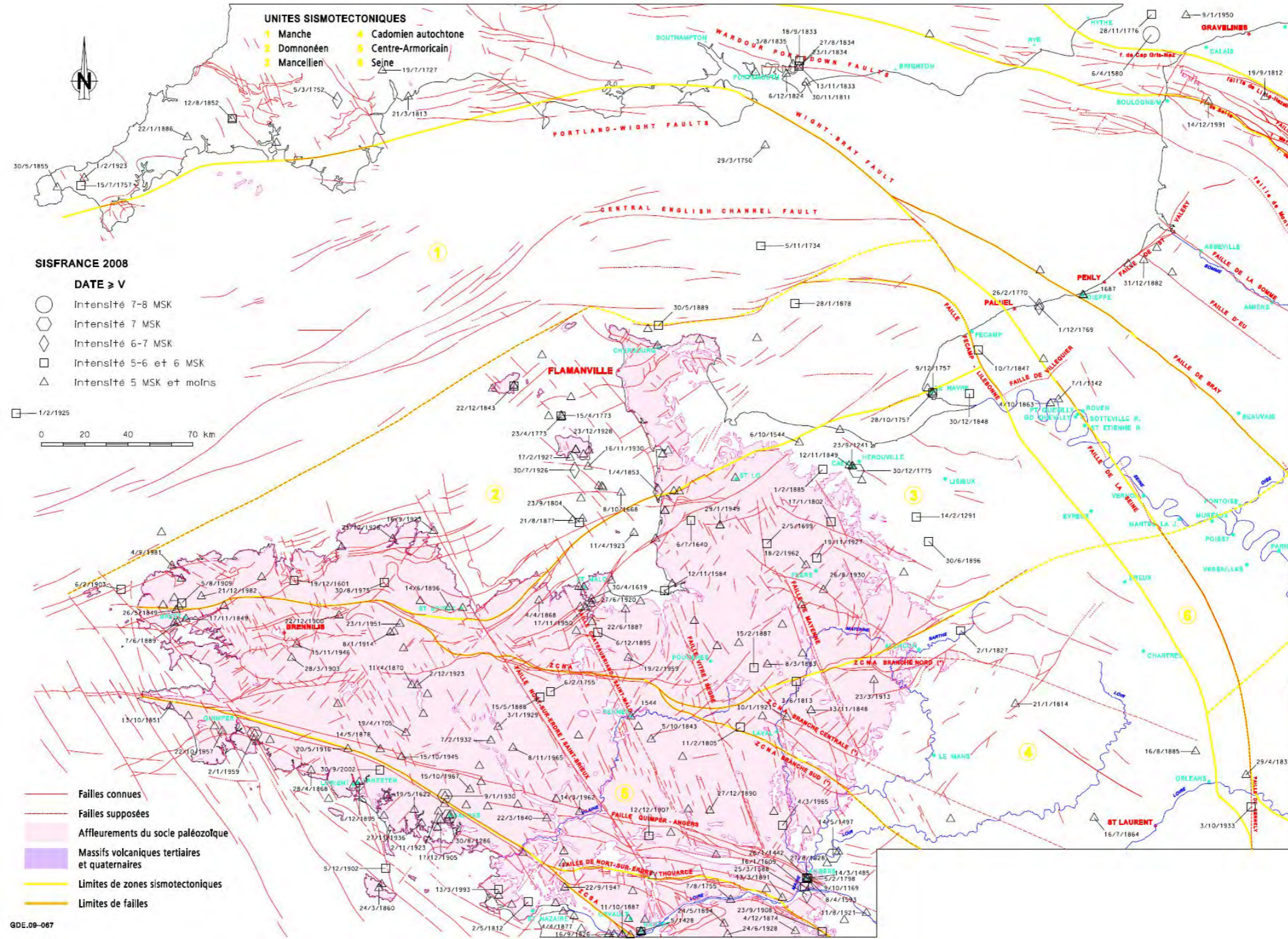
*fracturation du granite  
sous l'îlot nucléaire*



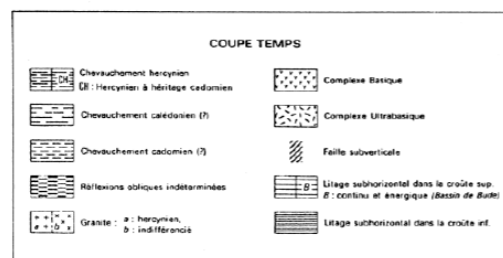
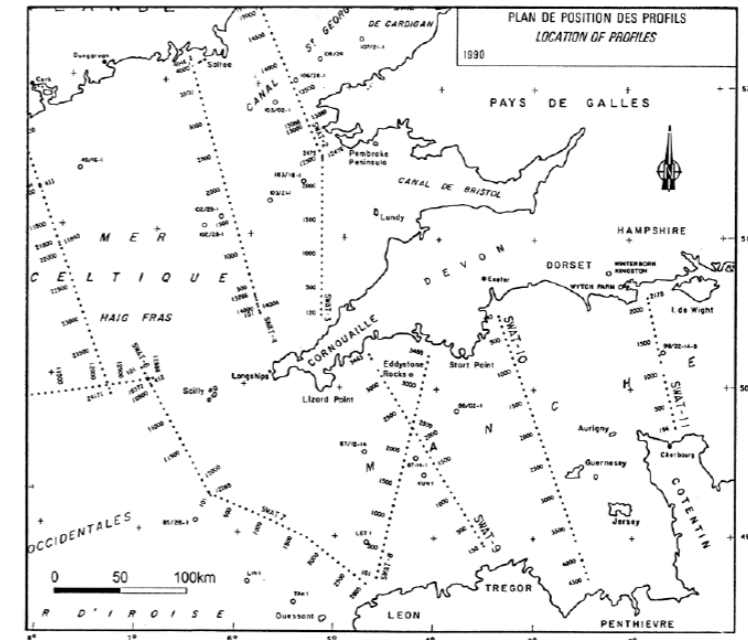
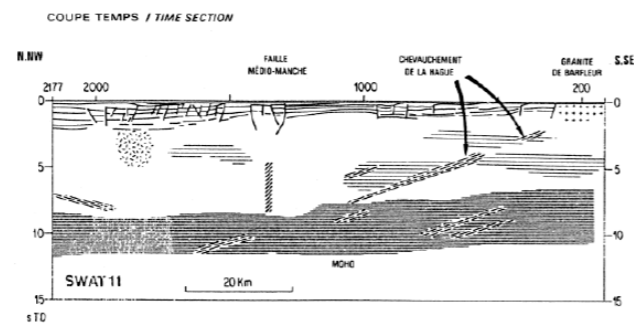
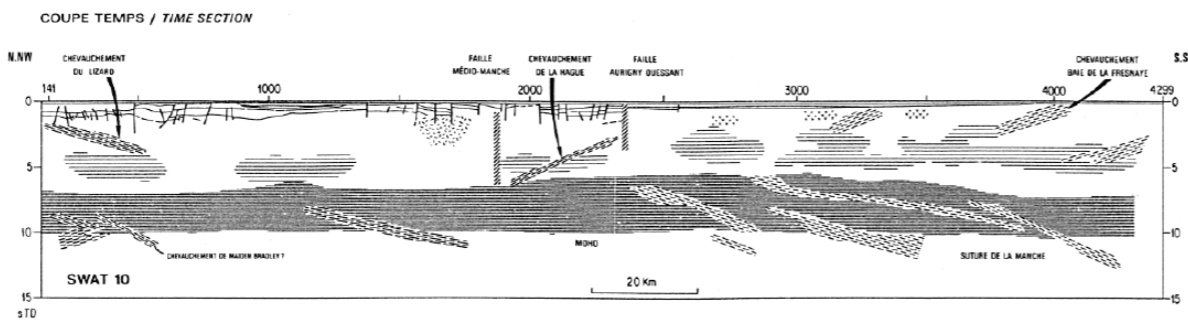
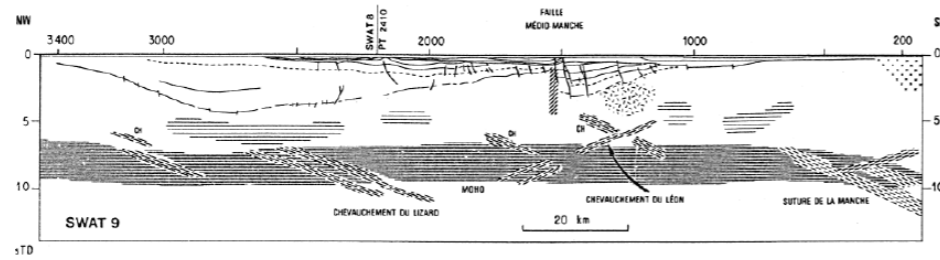
**1913 mesures**

GDE.09-066

**2.5 FIG 9 : DÉCOUPAGE SISMOTECTONIQUE ET SISMICITÉ HISTORIQUE**



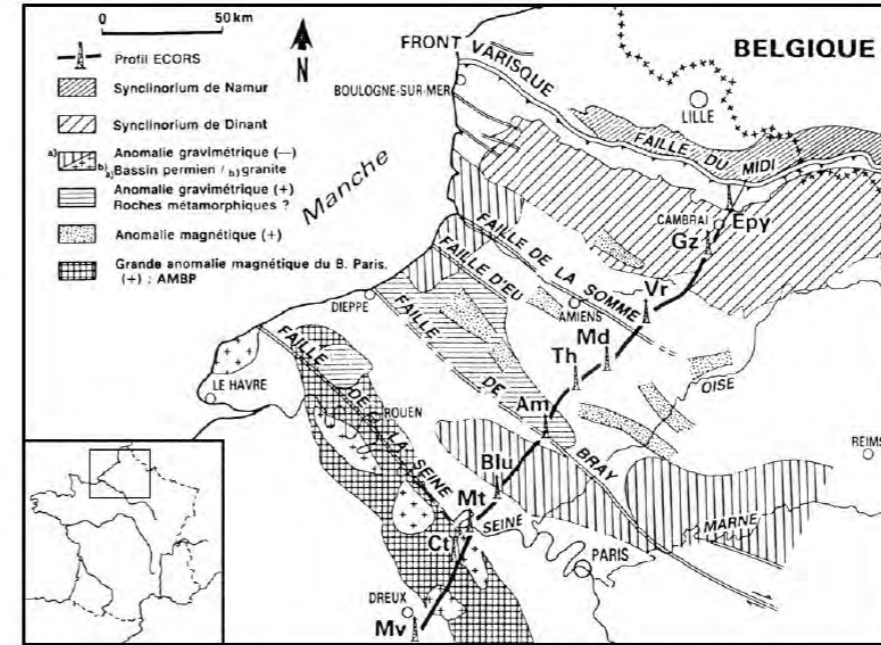
**2.5 FIG 10 : PROFILS DE SISMIQUE PROFONDE SWAT 9, 10 ET 11**



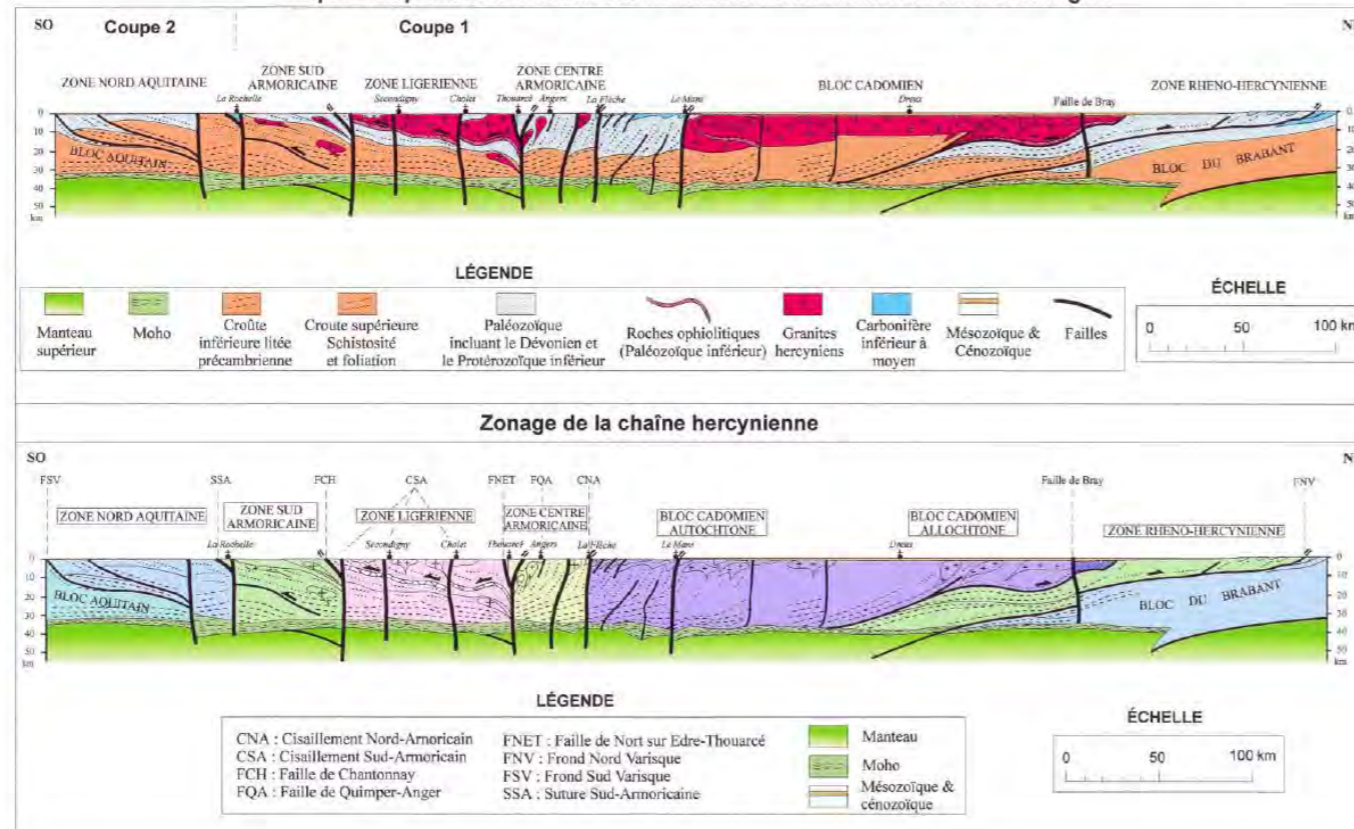
D'après: ECORS: Manche, Mer Celtique et approches Occidentales (1991)



**2.5 FIG 11 : COUPE À L'ÉCHELLE CRUSTALE DU MASSIF VARISQUE**



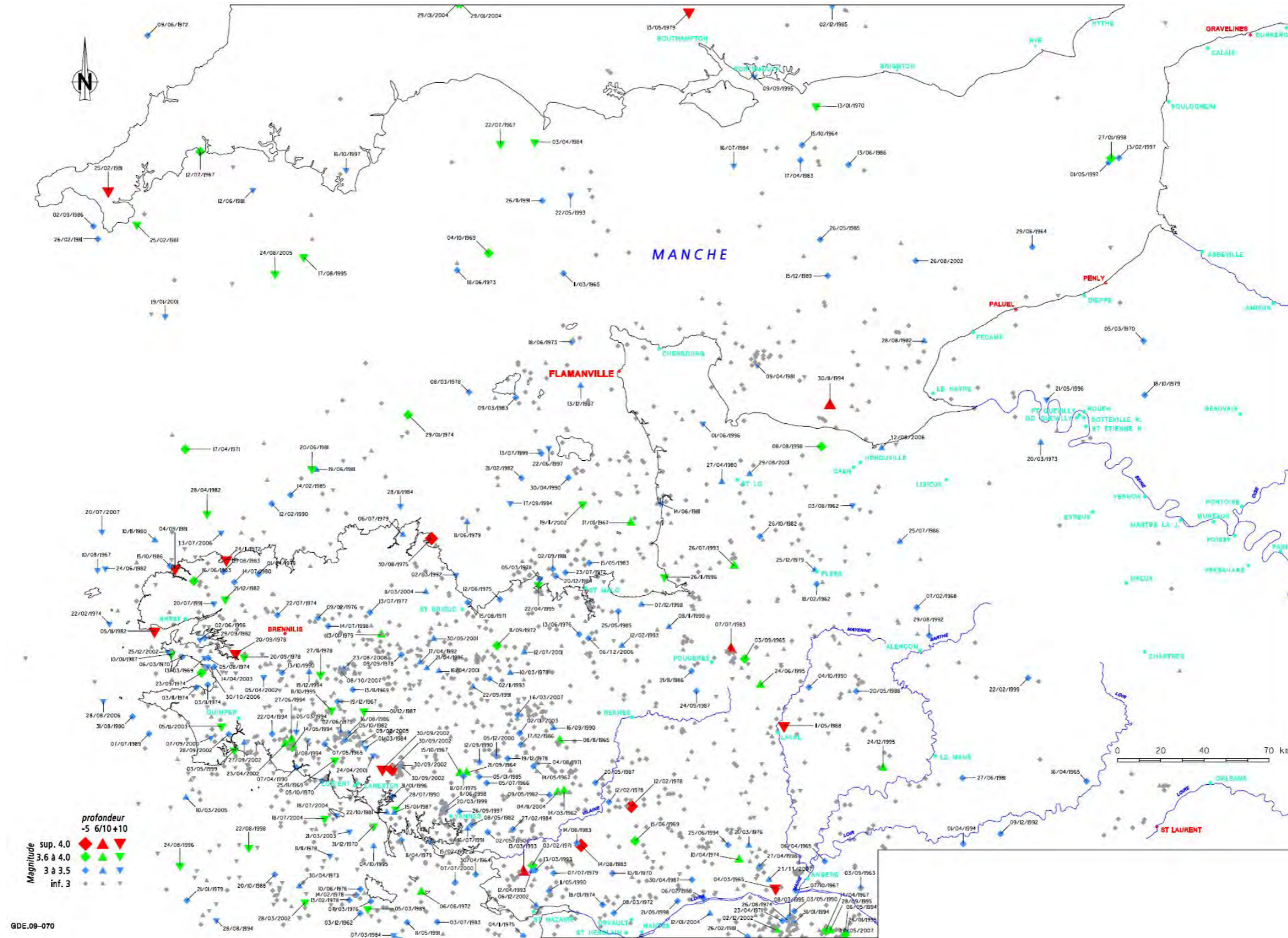
d'après les profils ECORS Nord-France/Massif Armoricain et Golfe de Gascogne



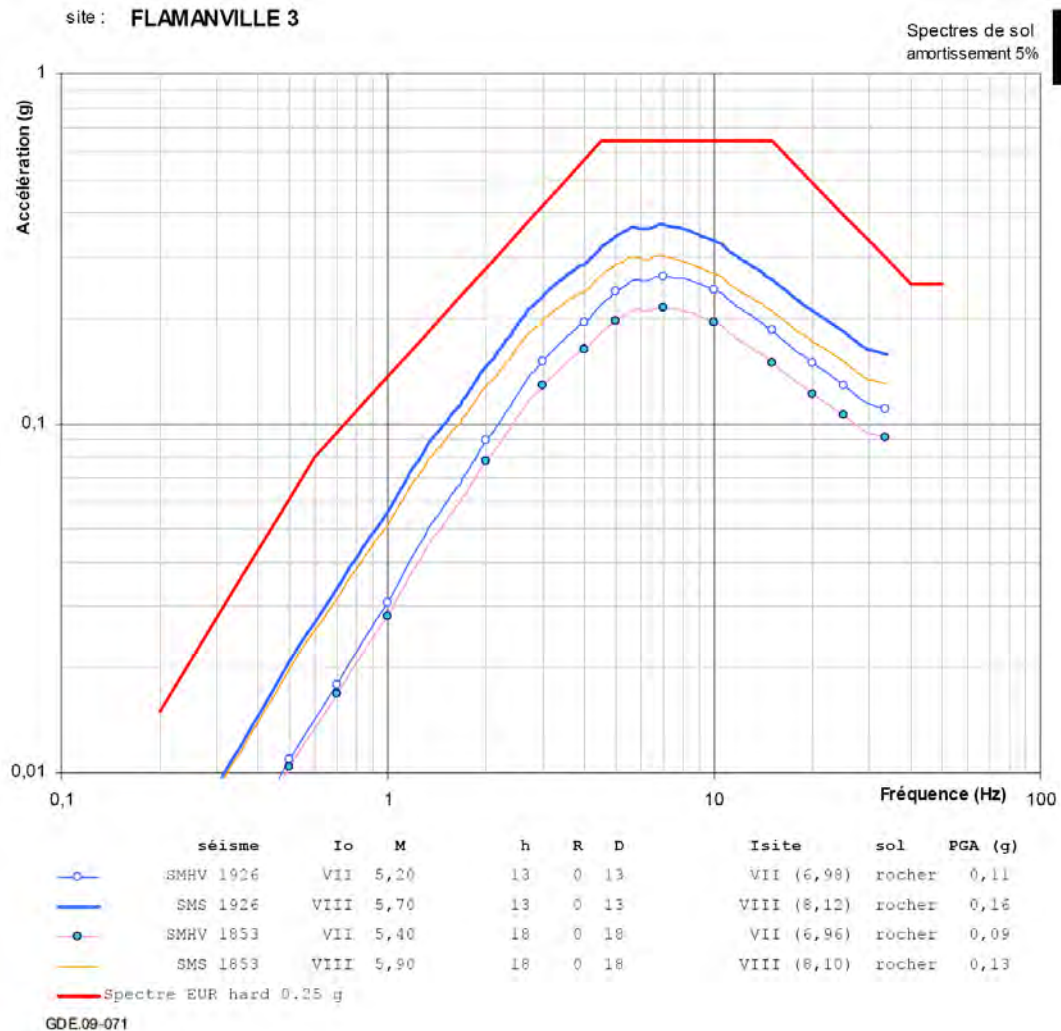
**LOCALISATION DU PROFIL ECORS NORD DE LA FRANCE**

Source: GEOTER, d'après: MATTE et al., 1988, MATTE, 1990

**2.5 FIG 12 : SISMICITÉ INSTRUMENTALE LDG 1962-2008**



**2.5 FIG 13 : SPECTRES DE RÉPONSE DE SOL SMHV ET SMS**





## SOMMAIRE

<b>2.6. SITUATION RADIOLOGIQUE DE RÉFÉRENCE ET ÉVOLUTION.....</b>	<b>5</b>
<b>1. GÉNÉRALITÉS.....</b>	<b>5</b>
<b>2. POURQUOI MESURER LA RADIOACTIVITÉ DANS L'ENVIRONNEMENT ? .....</b>	<b>6</b>
<b>3. ORIGINE DE LA RADIOACTIVITÉ DANS L'ENVIRONNEMENT .....</b>	<b>6</b>
<b>3.1. ORIGINE NATURELLE .....</b>	<b>7</b>
<b>3.2. ORIGINE ARTIFICIELLE .....</b>	<b>7</b>
<b>3.2.1. RETOMBÉES DES ESSAIS ATMOSPHÉRIQUES D'ARMES</b>	
<b>NUCLÉAIRES.....</b>	<b>7</b>
<b>3.2.2. DÉCHETS RADIOACTIFS IMMERGÉS EN ATLANTIQUE.....</b>	<b>8</b>
<b>3.2.3. REJETS D'EFFLUENTS RADIOACTIFS AUTORISÉS DES</b>	
<b>INSTALLATIONS DE L'USINE DE RETRAITEMENT DES COMBUSTIBLES</b>	
<b>USÉS D'AREVA NC LA HAGUE.....</b>	<b>8</b>
<b>3.2.4. RETOMBÉES DE L'ACCIDENT DE TCHERNOBYL.....</b>	<b>9</b>
<b>3.2.5. RETOMBÉES DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA .....</b>	<b>9</b>
<b>3.2.6. REJETS D'EFFLUENTS RADIOACTIFS AUTORISÉS DU SITE DE</b>	
<b>FLAMANVILLE.....</b>	<b>10</b>
<b>3.2.7. AUTRES SOURCES D'ORIGINE ARTIFICIELLE.....</b>	<b>10</b>
<b>3.3. RADIONUCLÉIDES AYANT UNE DOUBLE ORIGINE (NATURELLE ET</b>	
<b>ARTIFICIELLE) .....</b>	<b>11</b>
<b>3.3.1. TRITIUM (<sup>3</sup>H) .....</b>	<b>11</b>
<b>3.3.2. CARBONE 14 (<sup>14</sup>C).....</b>	<b>12</b>
<b>4. SITUATION RADIOLOGIQUE ACTUELLE DE L'ENVIRONNEMENT</b>	
<b>TERRESTRE .....</b>	<b>12</b>
<b>4.1. GÉNÉRALITÉS .....</b>	<b>12</b>
<b>4.2. RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS GAMMA.....</b>	<b>13</b>
<b>4.2.1. RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS GAMMA D'ORIGINE NATURELLE ....</b>	<b>13</b>
<b>4.2.2. RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS GAMMA D'ORIGINE ARTIFICIELLE .</b>	<b>14</b>
<b>4.3. RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS BÊTA (B) .....</b>	<b>15</b>
<b>4.4. RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS ALPHA .....</b>	<b>16</b>
<b>4.5. BILAN DE L'ÉTAT RADIOLOGIQUE ACTUEL DE L'ENVIRONNEMENT</b>	
<b>TERRESTRE.....</b>	<b>17</b>
<b>5. SITUATION RADIOLOGIQUE ACTUELLE DE L'ENVIRONNEMENT AQUATIQUE</b>	
<b>MARIN.....</b>	<b>17</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6

SECTION : -

PAGE : 2/24

STANDARD

5.1. GÉNÉRALITÉS .....	17
5.2. RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS GAMMA.....	18
5.2.1. RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS GAMMA D'ORIGINE NATURELLE ....	18
5.2.2. RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS GAMMA D'ORIGINE ARTIFICIELLE .	19
5.3. RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS BÊTA.....	21
5.4. RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS ALPHA .....	22
5.5. BILAN DE L'ÉTAT RADIOLOGIQUE ACTUEL DE L'ENVIRONNEMENT MARIN.....	22
LISTE DES RÉFÉRENCES .....	24



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6

SECTION : -

PAGE : 3/24

STANDARD

**TABLEAUX :**

2.6 TAB 1 SYMBOLE CHIMIQUE, NOM, TYPE DE TRANSFORMATION ET PÉRIODE RADIOACTIVE DES PRINCIPAUX RADIONUCLÉIDES CITÉS DANS LE DOCUMENT

2.6 TAB 2 ACTIVITÉS DES RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS OMEGA D'ORIGINE NATURELLE DES ÉCHANTILLONS COLLECTÉS DANS L'ENVIRONNEMENT TERRESTRE DU SITE DE FLAMANVILLE (2006-2012)

2.6 TAB 3 ACTIVITÉS DES RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS OMEGA D'ORIGINE ARTIFICIELLE DES ÉCHANTILLONS COLLECTÉS DANS L'ENVIRONNEMENT TERRESTRE DU SITE DE FLAMANVILLE (2006-2012)

2.6 TAB 4 ACTIVITÉS DES RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS BETA DES ÉCHANTILLONS COLLECTÉS DANS L'ENVIRONNEMENT TERRESTRE DU SITE DE FLAMANVILLE (2006-2012)

2.6 TAB 5 ACTIVITÉS DES RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS ALPHA DES ÉCHANTILLONS COLLECTÉS DANS L'ENVIRONNEMENT TERRESTRE DU SITE DE FLAMANVILLE (2006)

2.6 TAB 6 ACTIVITÉS DES RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS OMEGA D'ORIGINE NATURELLE DES ÉCHANTILLONS COLLECTÉS DANS L'ENVIRONNEMENT MARIN DU SITE DE FLAMANVILLE (2006-2012)

2.6 TAB 7 ACTIVITÉS DES RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS OMEGA D'ORIGINE ARTIFICIELLE DES ÉCHANTILLONS COLLECTÉS DANS L'ENVIRONNEMENT MARIN DU SITE DE FLAMANVILLE (2006-2012)

2.6 TAB 8 ACTIVITÉS DES RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS BETA DES ÉCHANTILLONS COLLECTÉS DANS L'ENVIRONNEMENT MARIN DU SITE DE FLAMANVILLE (2006-2012)

2.6 TAB 9 ACTIVITÉS DES RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS ALPHA DES ÉCHANTILLONS COLLECTÉS DANS L'ENVIRONNEMENT MARIN DU SITE DE FLAMANVILLE (2006)

**FIGURES :**

2.6 FIG 1 ACTIVITE SPECIFIQUE DU  $^3\text{H}$  LIBRE ET ORGANIQUE DANS L'ECOSYSTEME TERRESTRE DU SITE (PERIODE 2006-2012)

2.6 FIG 2 ACTIVITE SPECIFIQUE DE  $^{14}\text{C}$  DANS L'ENVIRONNEMENT TERRESTRE DE FLAMANVILLE ET MOYENNE ATMOSPHERIQUE (2006 ET 2012)

2.6 FIG 3 ORIGINE DE LA RADIOACTIVITÉ DANS L'ENVIRONNEMENT DU SITE DE FLAMANVILLE



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6

SECTION : -

PAGE : 4/24

STANDARD

2.6 FIG 4 ÉVOLUTION DE L'ACTIVITÉ EN TRITIUM ( $^3\text{H}$ ) DANS LES EAUX DE PLUIE DE 1957 À 2008

2.6 FIG 5 ACTIVITÉ SPÉCIFIQUE DU CARBONE 14 ( $^{14}\text{C}$ ) DANS LA BIOSPHÈRE DE 1950 À 2009

2.6 FIG 6 LOCALISATION DES STATIONS DE PRÉLÈVEMENT DANS L'ENVIRONNEMENT TERRESTRE DU SITE DE FLAMANVILLE

2.6 FIG 7 LOCALISATION DES STATIONS DE PRÉLÈVEMENT DANS L'ENVIRONNEMENT MARIN DU SITE DE FLAMANVILLE



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6

SECTION : -

PAGE : 5/24

STANDARD

## 2.6. SITUATION RADIOLOGIQUE DE RÉFÉRENCE ET ÉVOLUTION

### 1. GÉNÉRALITÉS

Le Centre Nucléaire de Production d'Électricité (C.N.P.E.) de Flamanville est situé en bordure de mer, au pied du cap de Flamanville dans le nord-ouest du département de la Manche, à 5 km de la commune des Pieux et à une trentaine de kilomètres au sud-ouest de Cherbourg. Il se compose de deux tranches de la filière des Réacteurs à Eau Pressurisée (R.E.P.) de 1300 MWe chacune, couplées au réseau en décembre 1985 (INB n°108) et juillet 1986 (INB n°109). Un troisième réacteur de type « EPR » (INB n°167) est actuellement en cours de construction.

Le site de Flamanville est proche de diverses installations nucléaires, toutes comprises dans un rayon de 30 km autour du site : l'usine de traitement des combustibles usés d'AREVA-NC La Hague, le centre de stockage de la Manche de l'ANDRA à Digulleville et le Groupe d'Etude Atomique de la Marine nationale à Cherbourg.

Une surveillance réglementaire radiologique de l'environnement est mise en œuvre depuis la mise en exploitation du site, conformément aux exigences de l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN). Ces mesures sont réalisées dans le but de s'assurer du respect des valeurs limites réglementaires fixées dans l'arrêté d'autorisation de rejets<sup>1</sup> et d'alerter l'exploitant de toute élévation suspecte du niveau de radioactivité dans les écosystèmes terrestre et/ou aquatique (fonction de surveillance).

Parallèlement et en complément de la surveillance réglementaire, l'environnement du site de Flamanville a fait l'objet de nombreuses études radioécologiques destinées à caractériser finement la radioactivité présente dans les différents compartiments des écosystèmes terrestre et aquatique. Ces bilans (cf. [1], [2]) et suivis radioécologiques (cf. [3]) permettent de suivre l'évolution des niveaux de radioactivité dans l'environnement et de mettre en évidence l'éventuelle contribution des rejets d'effluents radioactifs liquides et atmosphériques du site dans le marquage de l'environnement.

Ces études radioécologiques, réalisées à l'initiative d'EDF, ont été confiées à des laboratoires reconnus pour leur expertise dans le domaine (conception des études, collecte, préparation et mesure des échantillons environnementaux, exploitation des résultats).

Un point zéro radioécologique commandité par EDF a été réalisé par l'IPSN (Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire) devenu depuis 2002 l'IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire), de décembre 1980 à décembre 1981 pour l'écosystème terrestre (cf. [4]) et d'avril 1981 à avril 1982 pour l'écosystème marin (cf. [5]).

A partir de 1991, des suivis radioécologiques annuels ont été réalisés par l'IPSN dans l'environnement du site de Flamanville (cf. [3]).

En 1996, soit environ dix ans après le couplage au réseau des tranches 1 et 2, a été mené un premier bilan radiologique décennal. Ce bilan visait à évaluer de façon plus fine l'activité des radionucléides dans les écosystèmes terrestre et marin au voisinage du site (cf. [1]). Un second bilan a été réalisé en 2006 afin d'analyser les évolutions depuis le précédent bilan (cf. [2]).

1. du 15 septembre 2010 portant homologation de la décision n° 2010-DC-0188 de l'Autorité de Sûreté Nucléaire du 7 juillet 2010





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6

SECTION : -

PAGE : 6/24

STANDARD

L'objectif de ce chapitre est de décrire l'état radiologique actuel de l'environnement terrestre et marin du site. Les résultats radioécologiques issus du dernier bilan décennal (2006) et des suivis radioécologiques annuels postérieurs (de 2007 à 2012) servent de base à la présentation de la situation radiologique actuelle de l'environnement dans les paragraphes 4 (écosystème terrestre) et paragraphe 5 (écosystème marin).

## 2. POURQUOI MESURER LA RADIOACTIVITÉ DANS L'ENVIRONNEMENT ?

Les mesures de radioactivité dans l'environnement réalisées par EDF sont destinées à :

- s'assurer du respect des valeurs limites fixées dans l'arrêté d'autorisation de rejets. C'est notamment le cas pour l'activité volumique bêta ( $\beta$ ) globale des aérosols atmosphériques et le tritium ( $^3\text{H}$ ) dans l'eau de surface et dans l'air au niveau du sol (station sous les vents dominants) ;
- s'assurer de l'absence de toute élévation atypique du niveau de radioactivité dans les écosystèmes (fonction de surveillance). Les analyses radiologiques réglementaires sont réalisées sur des matrices « sentinelles » importantes dans le transfert des radionucléides au sein de l'environnement et dans l'exposition de la population. Les analyses portent notamment sur l'herbe, le lait de vache, l'eau de pluie, les eaux de surface et souterraines, les sédiments, les végétaux aquatiques, les poissons, la couche superficielle des terres et les principales productions agricoles ;
- caractériser, le plus finement possible, la radioactivité dans une grande diversité d'échantillons afin d'évaluer dans quelle mesure l'exploitation du site contribue à l'apport de radionucléides dans le milieu récepteur. Les radionucléides émetteurs gamma ( $\gamma$ ) d'origine naturelle (potassium 40 ( $^{40}\text{K}$ ), béryllium 7 ( $^7\text{Be}$ )...) et d'origine artificielle (césium 134 ( $^{134}\text{Cs}$ ), césium 137 ( $^{137}\text{Cs}$ ), cobalt 58 ( $^{58}\text{Co}$ ), cobalt 60 ( $^{60}\text{Co}$ ), argent 110 métastable ( $^{110\text{m}}\text{Ag}$ )...), les radionucléides émetteurs bêta ( $\beta$ ) (tritium ( $^3\text{H}$ ), carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ ), strontium 90 ( $^{90}\text{Sr}$ ), nickel 63 ( $^{63}\text{Ni}$ )...) ainsi que les radionucléides émetteurs alpha ( $\alpha$ ) (plutonium 238 ( $^{238}\text{Pu}$ ), plutonium 239+240 ( $^{239+240}\text{Pu}$ ) et américium 241 ( $^{241}\text{Am}$ ), cérium 244 ( $^{244}\text{Cm}$ )) sont ainsi recherchés, bien que la plupart ne soient pas rejetés par l'installation. Ces prélèvements et analyses sont réalisés selon une chronologie établie dans le cadre des états de référence initiaux (point zéro), des suivis annuels et des bilans radioécologiques décennaux pour interpréter l'évolution des autres sources de radioactivité au regard des rejets de l'installation.

## 3. ORIGINE DE LA RADIOACTIVITÉ DANS L'ENVIRONNEMENT

L'interprétation des données radioécologiques nécessite de connaître l'origine des radionucléides susceptibles d'être détectés (cf. figure 2.6 FIG 3). On distingue deux grandes familles : la première, majoritaire, regroupe les radionucléides d'origine naturelle (cosmique et tellurique), la seconde d'origine artificielle regroupe les radionucléides produits par des réactions nucléaires de fission ou d'activation.

Certains radionucléides comme le carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ ) et le tritium ( $^3\text{H}$ ) ont une double origine (naturelle et artificielle).

Le tableau 2.6 TAB 1 présente les caractéristiques (symbole de l'élément, nom, type de transformation et période radioactive) des principaux radionucléides cités dans le présent chapitre.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6

SECTION : -

PAGE : 7/24

STANDARD

### 3.1. ORIGINE NATURELLE

Les principaux radionucléides naturels rencontrés dans l'environnement ont deux origines :

- **une origine cosmique** : représentée par les radionucléides issus de l'interaction de la matière avec les rayonnements d'origine cosmique (neutrons), tels que le tritium ( $^3\text{H}$ ), le béryllium 7 et 10 ( $^7\text{Be}$ ,  $^{10}\text{Be}$ ), le carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ ), le silicium 32 ( $^{32}\text{Si}$ ), le chlore 36 ( $^{36}\text{Cl}$ ), le sodium 22 ( $^{22}\text{Na}$ ), le phosphore 32 ( $^{32}\text{P}$ )... La réaction la plus importante conduit à la formation de carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ ) à partir de l'azote atmosphérique.
- **une origine tellurique** : représentée par les radionucléides présents dans l'écorce terrestre depuis l'origine de la Terre. L'isotope radioactif du potassium ( $^{40}\text{K}$ ) et les radionucléides issus des familles radioactives de l'uranium 238 ( $^{238}\text{U}$ ), de l'uranium 235 ( $^{235}\text{U}$ ) et du thorium 232 ( $^{232}\text{Th}$ ) constituent la majeure partie de ce groupe.

### 3.2. ORIGINE ARTIFICIELLE

De manière plus ou moins homogène sur l'ensemble du territoire sont détectés des radionucléides issus des retombées atmosphériques des essais aériens d'armes nucléaires (1945 à 1980) ou d'accidents nucléaires (Tchernobyl (1986) et dans une moindre mesure, Fukushima (2011)).

Les radionucléides « artificiels » identifiés peuvent également provenir des rejets autorisés d'Installations Nucléaires de Base (INB) comme les Centres Nucléaires de Production d'Electricité (CNPE), les sites de fabrication et de retraitement du combustible, les sites de stockage, les anciens sites d'immersion de déchets, les sites militaires mais également les établissements de santé via l'utilisation de radionucléides à des fins médicales.

#### 3.2.1. Retombées des essais atmosphériques d'armes nucléaires

Les essais nucléaires atmosphériques auxquels ont procédé les grandes puissances militaires (Etats-Unis, Russie, Grande-Bretagne, France et Chine) entre 1945 et 1980 constituent le seul apport massif de radionucléides artificiels à l'échelle planétaire et la principale source de radioactivité artificielle dans l'environnement français. Au total, 543 essais atmosphériques ont été effectués.

L'essentiel de la puissance a été libéré entre 1954 et 1958 puis en 1961 et 1962. A partir de 1961, les essais atmosphériques ont progressivement laissé place aux essais souterrains, constituant une source de contamination moindre pour la biosphère. Le dernier tir atmosphérique a eu lieu en Chine le 16 octobre 1980.

La plupart des essais aériens se sont déroulés dans l'Hémisphère Nord. Environ 90 % des radionucléides émis dans l'atmosphère sont retombés dans cet hémisphère. Les particules radioactives émises étaient constituées de produits de fission (strontium 90 ( $^{90}\text{Sr}$ ), césium 137 ( $^{137}\text{Cs}$ ), iode 131 ( $^{131}\text{I}$ ), ...) et de produits d'activation (tritium ( $^3\text{H}$ ) et carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ )) créés par l'action du rayonnement neutronique sur les molécules présentes dans l'atmosphère.

Les radionucléides à courte période radioactive ont progressivement disparu (iode 131 ( $^{131}\text{I}$ ), cérium 141 ( $^{141}\text{Ce}$ ), ruthénium 103 ( $^{103}\text{Ru}$ ), zirconium 95 ( $^{95}\text{Zr}$ ), cérium – praséodyme 144 ( $^{144}\text{Ce-Pr}$ ), ruthénium-rhodium 106 ( $^{106}\text{Ru-Rh}$ )). En revanche, le césium 137 ( $^{137}\text{Cs}$ ), le strontium 90 ( $^{90}\text{Sr}$ ), le carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ ), le tritium ( $^3\text{H}$ ) et les transuraniens (radionucléides à période longue) persistent toujours dans les matrices environnementales prélevées en France actuellement.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6

SECTION : -

PAGE : 8/24

STANDARD

Les radionucléides émetteurs alpha déposés lors des essais militaires (plutonium 238 ( $^{238}\text{Pu}$ ), plutonium 239 et 240 ( $^{239+240}\text{Pu}$ ), américium 241 ( $^{241}\text{Am}$ ), ...) possèdent une signature spécifique caractérisée par les rapports d'activités suivants :  $^{238}\text{Pu}/^{239+240}\text{Pu} = 0,03$  et  $^{241}\text{Am}/^{239+240}\text{Pu} = 0,4$ .

### 3.2.2. Déchets radioactifs immergés en Atlantique

Plusieurs pays (Royaume-Uni, Belgique, Allemagne, France, Pays-Bas, Belgique, Italie, Suède, Suisse) ont participé dans le passé à l'immersion dans les océans de certains déchets radioactifs. Ces déchets, conditionnés en fûts métalliques avec enrobage ou non de bitume ou en conteneurs bétonnés, ont été immergés entre 1949 et 1983.

Quinze sites d'immersion sont recensés entre le Nord de l'Irlande et les Açores. Le site d'immersion de la fosse des Casquets (Manche,  $48^{\circ}50'\text{N}$ ,  $2^{\circ}18'\text{W}$ ), utilisé entre 1950 et 1963 par le Royaume uni et la Belgique, peut être considéré comme une source latente de radionucléides artificiels de par sa faible profondeur (entre 100 et 160 m) et sa proximité géographique (moins de 40 km) du CNPE de Flamanville. L'activité initialement stockée à cet endroit représente 14,3 TBq<sup>2</sup> pour les radionucléides émetteurs alpha et 43 TBq pour les radionucléides émetteurs bêta (tritium inclus) et gamma pour un total de 15 558 tonnes de déchets radioactifs conditionnés.

### 3.2.3. Rejets d'effluents radioactifs autorisés des installations de l'usine de retraitement des combustibles usés d'AREVA NC La Hague

Les installations de retraitement des combustibles usés AREVA-NC La Hague ont été mises en service en 1967. Elles sont soumises à l'arrêté de rejet d'effluents liquides et atmosphériques du 8 janvier 2007.

Les installations rejettent dans l'atmosphère du tritium ( $^3\text{H}$ ), du carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ ), des gaz rares, des iodes, du chlore 36 ( $^{36}\text{Cl}$ ) et du ruthénium 103 ( $^{103}\text{Ru}$ ). Parmi les gaz rares, seul le  $^{85}\text{Kr}$  a une période suffisamment longue (10 ans) pour être encore présent dans les rejets d'effluents radioactifs atmosphériques. Les halogènes détectés au niveau de la cheminée sont les isotopes 129, 131 et 133 de l'iode ( $^{129}\text{I}$ ,  $^{131}\text{I}$  et  $^{133}\text{I}$ ). Des oxydes de ruthénium-rhodium ( $^{106}\text{Ru-Rh}$ ) sont également présents sous forme non volatile et à température ambiante.

Le spectre des rejets d'effluents radioactifs liquides de l'installation (cf. figure 2.6 FIG 3) comprend notamment le tritium ( $^3\text{H}$ ), le zinc 65 ( $^{65}\text{Zn}$ ), le manganèse 54 ( $^{54}\text{Mn}$ ), les cobalts 57, 58 et 60 ( $^{57}\text{Co}$ ,  $^{58}\text{Co}$  et  $^{60}\text{Co}$ ), les strontiums 89 et 90 ( $^{89}\text{Sr}$  et  $^{90}\text{Sr}$ ), le technétium 99 ( $^{99}\text{Tc}$ ), le zirconium 95 ( $^{95}\text{Zr}$ ), le niobium 95 ( $^{95}\text{Nb}$ ), l'argent 110 métastable ( $^{110\text{m}}\text{Ag}$ ), le ruthénium 103 ( $^{103}\text{Ru}$ ), les ruthénium et rhodium 106 ( $^{106}\text{Ru-Rh}$ ), les antimoines 124 et 125 ( $^{124}\text{Sb}$ ,  $^{125}\text{Sb}$ ), l'iode 129 ( $^{129}\text{I}$ ), les césiums 134 et 137 ( $^{134}\text{Cs}$  et  $^{137}\text{Cs}$ ), le cérium 144 ( $^{144}\text{Ce}$ ), le praséodyme 144 ( $^{144}\text{Pr}$ ), les europiums 154 et 155 ( $^{154}\text{Eu}$  et  $^{155}\text{Eu}$ ) et le neptunium 239 ( $^{239}\text{Np}$ ) et le nickel 63 ( $^{63}\text{Ni}$ ).

Globalement, les radionucléides les plus caractéristiques des rejets radioactifs d'effluents atmosphériques et liquides de l'usine d'AREVA-NC La Hague sont : les transuraniens ( $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239+240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ...), les ruthénium et rhodium 106 ( $^{106}\text{Ru-Rh}$ ), le strontium 90 ( $^{90}\text{Sr}$ ), l'iode 129 ( $^{129}\text{I}$ ) et le technétium 99 ( $^{99}\text{Tc}$ ). Il est à noter que ces rejets autorisés sont en diminution depuis les années 90.

2. TBq = tera becquerel soit  $10^{12}$  becquerel



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6

SECTION : -

PAGE : 9/24

STANDARD

L'exploitation du centre de retraitement des combustibles usés d'AREVA-NC La Hague a connu quelques incidents de fonctionnement. Les deux principaux événements qui ont conduit à la libération dans l'environnement de radionucléides artificiels sont la rupture de la conduite de rejet liquide survenue en 1980 et l'incendie d'un silo de stockage de chemises graphite le 6 janvier 1981. Le premier événement s'est traduit par la détection dans la faune marine de ruthénium et rhodium 106 ( $^{106}\text{Ru-Rh}$ ), cérium et praséodyme 144 ( $^{144}\text{Ce-Pr}$ ), césium 137 ( $^{137}\text{Cs}$ ), antimoine ( $^{125}\text{Sb}$ ) et argent 110 métastable ( $^{110\text{m}}\text{Ag}$ ). Le second a conduit à la libération dans l'atmosphère de tritium ( $^3\text{H}$ ), cobalt 60 ( $^{60}\text{Co}$ ), strontium 90 ( $^{90}\text{Sr}$ ), ruthénium et rhodium 106 ( $^{106}\text{Ru-Rh}$ ), argent 110 métastable ( $^{110\text{m}}\text{Ag}$ ), antimoine 125 ( $^{125}\text{Sb}$ ), iode 129 ( $^{129}\text{I}$ ), césium 137 ( $^{137}\text{Cs}$ ) (entre 0,74 et 1,85 TBq), césium 134 ( $^{134}\text{Cs}$ ), cérium et praséodyme 144 ( $^{144}\text{Ce-Pr}$ ), plutonium 238, 239, 240 et 241 ( $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239+240}\text{Pu}$  et  $^{241}\text{Pu}$ ) et américium 241 ( $^{241}\text{Am}$ ). Le rapport d'activité des radio-césiums à l'émission ( $^{137}\text{Cs}/^{134}\text{Cs}$ ) était voisin de 6,5. Des traces de césium 137 ( $^{137}\text{Cs}$ ) sont actuellement perceptibles dans les matrices environnementales de l'environnement marin.

### 3.2.4. Retombées de l'accident de Tchernobyl

L'accident de Tchernobyl est survenu le 26 avril 1986. En raison des conditions météorologiques, le panache radioactif émis dans la troposphère s'est déplacé vers les pays nordiques, l'Europe Centrale et la Méditerranée. Il a survolé la vallée du Rhône puis l'est de la France au cours de la première semaine de mai 1986. Les événements pluvieux concomitants ont favorisé le dépôt des particules. Dix-neuf radionucléides ont été détectés dans les retombées de Tchernobyl, sept ont été mis en évidence de façon significative dans l'environnement sur le territoire français : le tellure 132 ( $^{132}\text{Te}$ ), l'iode 131 ( $^{131}\text{I}$ ), le ruthénium 103 ( $^{103}\text{Ru}$ ), les ruthéniums et rhodium 106 ( $^{106}\text{Ru} - ^{106}\text{Rh}$ ), les radiocésiums 134 et 137 ( $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ ) et l'argent 110 métastable ( $^{110\text{m}}\text{Ag}$ ). A l'exception du césium 137 ( $^{137}\text{Cs}$ ), ces radionucléides présentent des périodes de décroissance courtes (de quelques secondes pour le rhodium 106 ( $^{106}\text{Rh}$ ) à 2 ans pour le césium 134 ( $^{134}\text{Cs}$ )). De ce fait, seul le césium 137 ( $^{137}\text{Cs}$ ) dont la période radioactive est de 30 ans, demeure actuellement détectable dans les matrices environnementales prélevées en France métropolitaine.

Du fait de sa position géographique et des faibles précipitations lors du passage du panache radioactif issu de l'accident de Tchernobyl, l'environnement du site de Flamanville a été faiblement impacté par les retombées radioactives comparativement au nord-est de la France, la vallée du Rhône et la Corse.

### 3.2.5. Retombées de l'accident de Fukushima

L'accident de Fukushima est survenu le 11 mars 2011 au Japon. Le panache radioactif résultant des rejets d'effluents radioactifs atmosphériques des réacteurs nucléaires accidentés s'est déplacé, tout en se diluant, dans les courants atmosphériques de l'hémisphère nord. Le continent nord-américain a été le premier touché par cette dispersion à grande échelle, puis les particules radioactives ont atteint le Nord et le Nord-est de l'Europe (Scandinavie) une dizaine de jours après l'accident. La France et le sud-ouest de l'Europe ont été atteints vers le 25 mars. Les masses d'air ont ensuite poursuivi leur déplacement vers l'Asie (cf. [6]).

Les différentes observations ont montré que les régions françaises ont été touchées de façon similaire, avec des fluctuations spatiales et temporelles dues au déplacement des masses d'air. Les activités volumiques en radionucléides artificiels imputables à l'accident de Fukushima (iode 131 ( $^{131}\text{I}$ ), césium 134 et 137 ( $^{134}\text{Cs}$  et  $^{137}\text{Cs}$ ), tellure 132 ( $^{132}\text{Te}$ )) mesurées en France ont été très faibles. Ces activités se situent à des niveaux 500 à plus de 1000 fois inférieurs à ceux mesurés début mai en 1986 en France suite à l'accident de Tchernobyl (cf. [6]).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6

SECTION : -

PAGE : 10/24

STANDARD

Les niveaux d'activités des radiocésiums mesurés dans les aérosols conduisent à un rapport d'activité  $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ , représentatif des rejets d'effluents radioactifs atmosphériques liés à l'accident de la centrale de Fukushima (0,97) (cf. [6]).

Compte tenu de leurs périodes radioactives, les deux radiocésiums devraient être détectés à l'état de traces dans l'environnement français au cours des années à venir, les activités en césium 137 ( $^{137}\text{Cs}$ ) se superposant à celles des retombées d'événements plus anciens évoqués précédemment.

### 3.2.6. Rejets d'effluents radioactifs autorisés du site de Flamanville

L'exploitation du site de Flamanville produit des effluents radioactifs atmosphériques et sous forme liquide. Les autorisations de rejets d'effluents liquides et atmosphériques sont actuellement fixées par l'arrêté du 15 septembre 2010 portant homologation de la décision n° 2010-DC-0188 de l'Autorité de Sûreté Nucléaire du 7 juillet 2010.

La composition des effluents radioactifs rejetés par le site de Flamanville est fournie mensuellement à l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) via les registres réglementaires.

Le spectre des rejets d'effluents radioactifs liquides (cf. figure 2.6 FIG 3) comprend notamment le tritium ( $^3\text{H}$ ), le carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ ), les cobalts 58 et 60 ( $^{58}\text{Co}$  ;  $^{60}\text{Co}$ ), le nickel 63 ( $^{63}\text{Ni}$ ), les antimoine 124 et 125 ( $^{124}\text{Sb}$ ,  $^{125}\text{Sb}$ ), les césiums 134 et 137 ( $^{134}\text{Cs}$  et  $^{137}\text{Cs}$ ), le manganèse 54 ( $^{54}\text{Mn}$ ), l'argent 110 métastable ( $^{110\text{m}}\text{Ag}$ ), le tellure 123 métastable ( $^{123\text{m}}\text{Te}$ ) et l'iode 131 ( $^{131}\text{I}$ ).

Le spectre des rejets d'effluents radioactifs atmosphériques, comprend notamment le tritium ( $^3\text{H}$ ), le carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ ), l'argon 41 ( $^{41}\text{Ar}$ ), les xénon 131 métastable, 133 et 135 ( $^{131\text{m}}\text{Xe}$ ,  $^{133}\text{Xe}$ ,  $^{135}\text{Xe}$ ), le krypton 85 ( $^{85}\text{Kr}$ ), les iodes 131 et 133 ( $^{133}\text{I}$  et  $^{133\text{I}}$ ), les cobalts 58 et 60 ( $^{58}\text{Co}$  et  $^{60}\text{Co}$ ) et les césiums 134 et 137 ( $^{134}\text{Cs}$  et  $^{137}\text{Cs}$ ).

En raison des efforts accomplis par l'exploitant pour réduire la production d'effluents radioactifs à la source, optimiser le traitement de ces effluents et améliorer leurs collectes, les rejets du CNPE sont en diminution depuis les années 90.

### 3.2.7. Autres sources d'origine artificielle

Aux six origines décrites précédemment, peut s'ajouter le rejet dans l'environnement de radionucléides issus des rejets industriels autorisés d'installations nucléaires situées aux environs du site de Flamanville (centre de stockage de la Manche de l'ANDRA à Digulleville, groupe d'Etude Atomique de la marine nationale à Cherbourg, usine de retraitement des combustibles irradiés de Sellafield, CNPE de Penly, Gravelines et Paluel) et dans une moindre mesure, des rejets des centrales anglaises de Winfrith et Dungeness, des apports des rivières et des fleuves (en particulier la Seine, qui draine une région fortement industrialisée, avec le CNPE de Nogent sur Seine et de nombreux hôpitaux et centres de recherches). Cependant, en raison des courants locaux, l'influence de ces rejets est moindre par rapport à celle de l'usine AREVA-NC La Hague.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6

SECTION : -

PAGE : 11/24

STANDARD

### **3.3. RADIONUCLÉIDES AYANT UNE DOUBLE ORIGINE (NATURELLE ET ARTIFICIELLE)**

Comme indiqué précédemment, le carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ ) et le tritium ( $^3\text{H}$ ) ont une double origine, naturelle et artificielle. La distinction de la part produite naturellement de celle issue de l'activité industrielle nucléaire peut être évaluée grâce à :

- une bonne connaissance du terme source ;
- une bonne connaissance de l'activité de ces radionucléides dans les différents compartiments de l'environnement, en dehors de toute influence de rejets d'effluents radioactifs ;
- une stratégie d'étude adaptée qui porte sur des échantillons de même nature récoltés au même stade de développement, sous et hors influence des rejets d'effluents radioactifs de l'installation nucléaire étudiée.

#### **3.3.1. Tritium ( $^3\text{H}$ )**

Le tritium ( $^3\text{H}$ ) est produit naturellement par action des rayons cosmiques (neutrons) sur certains composants de l'air (azote, oxygène ou argon). L'inventaire permanent du tritium ( $^3\text{H}$ ) naturel est d'environ  $1,3 \cdot 10^6$  TBq à l'échelle planétaire, avec une production annuelle de l'ordre de  $7,2 \cdot 10^4$  TBq.

Entre 1945 et 1980, les essais nucléaires aériens ont disséminé à l'échelle mondiale environ  $2,34 \cdot 10^8$  TBq de tritium ( $^3\text{H}$ ). La quantité de tritium ( $^3\text{H}$ ) présente dans la biosphère a alors fortement augmenté. La figure 2.6 FIG 4 illustre l'évolution temporelle de l'activité du tritium ( $^3\text{H}$ ) dans les eaux de pluie de 1957 à 2008. L'augmentation significative d'activité observée en 1963 traduit l'influence des apports liés aux essais atmosphériques d'armes nucléaires avec une valeur d'activité d'environ  $500 \text{ Bq} \cdot \text{L}^{-1}$  mesurée en France. Globalement, après cette période, une décroissance exponentielle des teneurs en tritium dans les précipitations a été observée. Actuellement, l'activité moyenne dans l'eau de pluie, résultant des contributions naturelles et anthropiques, se situe aux alentours de  $1 \text{ Bq} \cdot \text{L}^{-1}$  en zone continentale. Dans les autres compartiments des écosystèmes continentaux, les activités de tritium ( $^3\text{H}$ ) diminuent également depuis une quinzaine d'années. Actuellement, les activités de tritium ( $^3\text{H}$ ) libre et organique dans les échantillons biologiques sont de l'ordre de 1 à  $10 \text{ Bq} \cdot \text{L}^{-1}$  lorsqu'elles ne sont pas en contact avec de la matière organique ancienne. Des niveaux d'activité supérieurs à ceux de l'état naturel peuvent être rencontrés localement, dans l'environnement proche des installations autorisées à rejeter du tritium.

En raison de ses propriétés physico-chimiques similaires à celles de l'hydrogène, élément majeur de la biosphère notamment comme constituant de la molécule d'eau et de la matière organique, le tritium ( $^3\text{H}$ ) est présent dans tous les compartiments environnementaux. Les mesures réalisées dans le cadre de la surveillance radioécologique des installations nucléaires permettent de distinguer le tritium ( $^3\text{H}$ ) présent dans l'eau tissulaire des organismes (« tritium ( $^3\text{H}$ ) libre ») du tritium ( $^3\text{H}$ ) lié à la matière organique (« tritium ( $^3\text{H}$ ) organique »). La première forme s'équilibre très rapidement dans tous les compartiments des écosystèmes selon le cycle de l'eau et permet d'identifier un apport récent de tritium ( $^3\text{H}$ ) dans l'environnement. Le tritium ( $^3\text{H}$ ) organique reflète l'activité du radionucléide dans le milieu au moment de son incorporation à la matière organique, et apporte ainsi une information rétrospective « intégrée » des teneurs environnementales en tritium ( $^3\text{H}$ ) assimilées sur plusieurs semaines à plusieurs années dans les organismes.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6

SECTION : -

PAGE : 12/24

STANDARD

### 3.3.2. Carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ )

Le carbone est un des quatre éléments (carbone, hydrogène, oxygène, azote) essentiel au développement de toute vie. Il est très majoritairement présent sous forme d'isotopes stables (carbone 12 ( $^{12}\text{C}$ )  $\sim 99\%$  et carbone 13 ( $^{13}\text{C}$ )  $\sim 1\%$ ). Le carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ ), isotope radioactif présent à l'état de traces, est produit majoritairement par voie naturelle par capture des neutrons cosmiques par les noyaux de l'azote atmosphérique. Le stock de carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ ) à l'échelle de la planète est à ce jour d'environ  $1,27 \cdot 10^7$  TBq, dont 90 % sont contenus dans les profondeurs des océans. Outre cette origine naturelle, 2 % des stocks de carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ ) sont issus des activités humaines.

Dans la nature, le carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ ) existe principalement sous forme minérale (gaz carbonique ( $\text{CO}_2$ ) dans l'atmosphère et carbonates dans l'eau), et sous forme organique suite à son assimilation par les plantes au cours de la photosynthèse.

L'activité en carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ ), relativement constante au cours des derniers millénaires, a subi de grandes fluctuations depuis le début de l'ère industrielle. En effet, les rejets de gaz carbonique ( $\text{CO}_2$ ) liés à l'utilisation de combustibles fossiles, de teneur plus faible en carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ ), en constante augmentation, ont diminué l'activité spécifique du carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ ) présent dans l'atmosphère (effet de dilution isotopique généralement connu sous le nom de l'effet Suess). À l'inverse, les rejets de carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ ) d'origine humaine, essentiellement dus aux essais nucléaires atmosphériques pratiqués entre 1945 et 1980 ( $\sim 2 \cdot 10^5$  TBq), ont augmenté l'activité atmosphérique. L'activité en carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ ) dans l'atmosphère est ainsi passée de  $226 \text{ Bq} \cdot \text{kg}^{-1}$  de carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ ) au milieu du 19<sup>ème</sup> siècle à un maximum de  $400 \text{ Bq} \cdot \text{kg}^{-1}$  de carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ ) dans les années 1960 suite aux tirs nucléaires atmosphériques.

Actuellement, le niveau atmosphérique, de l'ordre de  $240 \text{ Bq} \cdot \text{kg}^{-1}$  de carbone, continue à décroître en raison des phénomènes d'absorption par les eaux océaniques et de dilution par les émissions de carbone issues notamment de la combustion des combustibles fossiles. Dans l'environnement terrestre, l'activité spécifique en carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ ) diminue au cours du temps. Néanmoins, les mesures d'activité effectuées localement à proximité des sites nucléaires français montrent une légère contribution des rejets (cf. [7]). La figure 2.6 FIG 5 illustre l'évolution de l'activité de carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ ) dans la biosphère de 1950 à 2009.

## 4. SITUATION RADIOLOGIQUE ACTUELLE DE L'ENVIRONNEMENT TERRESTRE

### 4.1. GÉNÉRALITÉS

L'objectif de ce paragraphe est de décrire l'état radioécologique actuel de l'environnement terrestre du site de Flamanville. Les données utilisées sont issues du bilan radioécologique décennal de 2006 (cf. [2]) et des suivis radioécologiques annuels de 2007 à 2012 (cf. [3]).

Les stations de prélèvement sont définies en fonction du régime éolien local, généralement dominé par les vents de secteur sud-ouest à nord-ouest. Ainsi, les zones terrestres non influencées sont situées au sud du site (stations Falaise de Quédoy, Château de Flamanville, Les Pieux, Le Rozel, Surtainville, Sortosville en Beaumont) tandis que les zones potentiellement influencées se situent au nord-est du site (stations Vasteville, Héauville, Le Pont Helland, Siouville, Diélette) (cf. figure 2.6 FIG 6).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6

SECTION : -

PAGE : 13/24

STANDARD

Les résultats obtenus sont présentés par type d'émissions radioactives émises par les radionucléides et de matrices du tableau 2.6 TAB 3 au tableau 2.6 TAB 7. La performance des outils de mesure utilisés permet d'atteindre des limites de détection très basses et d'identifier des radionucléides présents à l'état de traces dans l'environnement. Depuis 2011, les résultats de mesure non significatifs sont exprimés par rapport au seuil de décision<sup>3</sup> : ces valeurs sont converties dans ce chapitre en limite de détection afin d'homogénéiser l'ensemble des valeurs présentées.

Les mesures par spectrométrie gamma ( $\gamma$ ) sont les plus fréquentes, elles permettent d'identifier et de quantifier simultanément un grand nombre de radionucléides d'origine naturelle et/ou artificielle émetteurs de rayonnements gamma lors des transformations radioactives. Les radionucléides présentés dans cette étude sont ceux qui ont été détectés dans l'environnement du site de Flamanville ou qui sont susceptibles de l'être au vu du retour d'expérience acquis dans l'environnement des CNPE français et des spectres de référence en termes de rejets.

La recherche spécifique des radionucléides émetteurs bêta (tritium ( $^3\text{H}$ ), strontium 90 ( $^{90}\text{Sr}$ ) et carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ )) et alpha (plutonium 238 ( $^{238}\text{Pu}$ ), plutonium 239 et 240 ( $^{239+240}\text{Pu}$ ), américium 241 ( $^{241}\text{Am}$ ) et curium 244 ( $^{244}\text{Cm}$ )) a été effectuée lors du bilan radioécologique décennal de 2006 (cf. Réf. [2]). Le tritium ( $^3\text{H}$ ) libre a par ailleurs été recherché dans l'eau de boisson et le lait de vache dans le cadre des suivis radioécologiques annuels (cf. [3]) ainsi que le carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ ) dans un échantillon d'herbe lors du suivi radioécologique annuel de 2012.

## 4.2. RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS GAMMA

L'exploitation des résultats de mesures nécessite de distinguer les radionucléides produits naturellement (cf. tableau 2.6 TAB 2) de ceux produits artificiellement (cf. tableau 2.6 TAB 3) lors de réactions nucléaires de fission ou d'activation (essais atmosphériques, accidents nucléaires, effluents radioactifs industriels).

### 4.2.1. Radionucléides émetteurs gamma d'origine naturelle

Les radionucléides d'origine naturelle, identifiés par spectrométrie gamma ( $\gamma$ ) dans les différents compartiments de l'écosystème terrestre du site de Flamanville (cf. tableau 2.6 TAB 2), sont d'origine tellurique (potassium 40 ( $^{40}\text{K}$ )) et les radionucléides issus des familles de l'uranium 238 ( $^{238}\text{U}$ ) et du thorium 232 ( $^{232}\text{Th}$ ) ou d'origine cosmogénique (béryllium 7 ( $^7\text{Be}$ )).

La radioactivité d'origine naturelle est essentiellement liée au **potassium 40 ( $^{40}\text{K}$ )**. Ce radionucléide présente une activité souvent supérieure à toutes les autres activités cumulées. Il est détecté majoritairement dans les légumes, principalement en raison de l'apport d'engrais potassiques, puis, par ordre décroissant d'activité, dans les sols, les mousses terrestres, l'herbe de prairie, les fruits, les céréales, les lichens, le cidre, le lait de vache et l'eau de boisson.

3. Selon la norme NF ISO 11929, le seuil de décision est la « Valeur fixée de la quantité de décision telle que, quand le résultat de mesure d'un mesurande (grandeur que l'on veut mesurer) quantifiant le phénomène physique lui est supérieur, on décide que le phénomène physique est présent ». Le seuil de décision est la valeur critique d'un test statistique pour décider entre l'hypothèse que le phénomène physique n'est pas présent et l'hypothèse alternative qu'il est présent. Selon les techniques de mesure, la limite de détection est approximativement égale à deux fois la valeur du seuil de décision. Lorsqu'une activité est proche du seuil de décision, le terme de « traces » est souvent employé pour la caractériser.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6

SECTION : -

PAGE : 14/24

STANDARD

En ce qui concerne les principaux radionucléides issus des familles de l'**uranium 238 ( $^{238}\text{U}$ )** et du **thorium 232 ( $^{232}\text{Th}$ ) (actinium 228 ( $^{228}\text{Ac}$ ), protactinium 234 ( $^{234}\text{Pa}$ ) et plomb 210 ( $^{210}\text{Pb}$ ))**, leurs activités varient d'une matrice à l'autre ; elles sont notables dans les sols cultivés ou non ( $\sim 20$  à  $140 \text{ Bq.kg}^{-1} \text{ sec}$ ) et moindres dans les céréales et les fruits ( $< 1 \text{ Bq.kg}^{-1} \text{ sec}$ ). Leurs activités dans le cidre, le lait de vache et l'eau de boisson sont inférieures ou très proches de la limite de détection. Il existe un déséquilibre excédentaire en faveur du plomb 210 ( $^{210}\text{Pb}$ ) dans les mousses, les lichens, les légumes et les herbes qui correspond à un apport par les précipitations. En effet, le radon ( $^{222}\text{Rn}$ ) qui émane du sol produit du plomb 210 ( $^{210}\text{Pb}$ ) qui en raison de sa période de 22,1 ans, s'accumule avant d'être lessivé lors des épisodes pluvieux.

Le **béryllium 7 ( $^7\text{Be}$ )**, issu de l'interaction des rayonnements cosmiques avec les noyaux d'oxygène ou d'azote atmosphériques, est détecté systématiquement et de manière abondante dans les mousses ( $140$  à  $1900 \text{ Bq.kg}^{-1} \text{ sec}$ ), et en moindre mesure dans les lichens, les herbes, les légumes et plus rarement dans les céréales, les sols, les fruits et le cidre. Il n'a jamais été identifié dans le lait et l'eau de boisson.

**Il ressort de ces études et suivis que la radioactivité d'origine naturelle dans l'environnement terrestre du site de Flamanville est stable depuis l'état de référence.**

#### **4.2.2. Radionucléides émetteurs gamma d'origine artificielle**

Durant la période 2006-2012, les césiums 134 et 137 ( $^{134}\text{Cs}$  et  $^{137}\text{Cs}$ ), le cobalt 60 ( $^{60}\text{Co}$ ), l'américium 241 ( $^{241}\text{Am}$ ) et l'iode 129 ( $^{129}\text{I}$ ) sont les seuls radionucléides émetteurs gamma d'origine artificielle détectés dans l'environnement du site. En effet, pour les autres radionucléides artificiels détectés lors de l'état de référence et c'est notamment le cas pour le cobalt 58 ( $^{58}\text{Co}$ ), l'argent 110 métastable ( $^{110\text{m}}\text{Ag}$ ), le manganèse 54 ( $^{54}\text{Mn}$ ) et l'iode 131 ( $^{131}\text{I}$ ), les activités mesurées sont depuis 2006 inférieures aux limites de détection. (cf. tableau 2.6 TAB 3).

Ainsi, du **césium 137 ( $^{137}\text{Cs}$ )** est mesuré dans les lichens, les sols cultivés ou non, les mousses terrestres, les légumes, les herbes, le lait de vache et le cidre. Dans les prélèvements de céréales, de fruits et d'eau de boisson, l'activité du césium 137 ( $^{137}\text{Cs}$ ) est inférieure à la limite de détection.

Les niveaux d'activités du césium 137 ( $^{137}\text{Cs}$ ) sont constants ou en baisse dans tous les compartiments sur la période considérée. Ils ne présentent aucune différence significative entre les zones non influencées et celles potentiellement influencées par les rejets d'effluents radioactifs atmosphériques du site de Flamanville. Les essais atmosphériques d'armes nucléaires et l'incendie du silo de La Hague du 16 janvier 1981 sont à l'origine de la détection de ce radionucléide dans l'environnement terrestre du site de Flamanville. De plus, les retombées de l'accident de Tchernobyl de 1986, bien que faibles dans cette région, sont également à l'origine d'un apport de césium 137 ( $^{137}\text{Cs}$ ).

En septembre 2011, des traces de **césium 134 ( $^{134}\text{Cs}$ )** sont détectées dans un échantillon de lait de vache prélevé à Siouville. Cette mesure témoigne des retombées du panache radioactif de la centrale de Fukushima Daiichi (Japon) au cours de la seconde quinzaine du mois de mars 2011.

Le **cobalt 60 ( $^{60}\text{Co}$ )** a été détecté de 2006 à 2010 dans cinq échantillons de lichen sur sept prélevés en bord de falaise ( $0,64$  à  $2,60 \text{ Bq.kg}^{-1} \text{ sec}$ ). A partir de 2010, l'activité de ce radionucléide est inférieure à la limite de détection. Son origine peut être majoritairement attribuée à l'influence, via les embruns, de l'usine de retraitement du combustible usé d'AREVA-NC la Hague. Les traces d'**américium 241 ( $^{241}\text{Am}$ )** et d'**iode 129 ( $^{129}\text{I}$ )** détectées dans des échantillons de lichen ( $^{241}\text{Am}$  :  $0,7 \pm 0,2 \text{ Bq.kg}^{-1} \text{ sec}$  ;  $^{129}\text{I}$  :  $0,4 \pm 0,2 \text{ Bq.kg}^{-1}$  ) et de mousses terrestres ( $^{129}\text{I}$  :  $0,8 \pm 0,3 \text{ Bq.kg}^{-1}$  ) lors du dernier bilan radioécologique décennal de 2006 ont la même origine.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6

SECTION : -

PAGE : 15/24

STANDARD

Les analyses d'**iode 131 (<sup>131</sup>I)** réalisées sur des échantillons frais de mousses terrestres, de lichens, de légumes et de lait de vache ne révèlent pas la présence de cet élément à des niveaux d'activités supérieurs aux limites de détection.

**Depuis le dernier bilan décennal de 2006, aucune différence significative des niveaux de radioactivité artificielle n'est observée entre les échantillons récoltés dans le milieu terrestre sous et hors influence des rejets d'effluents radioactifs atmosphériques du CNPE de Flamanville. Aucune contribution du site à l'apport de radionucléides émetteurs gamma d'origine artificielle dans le milieu récepteur n'a pu être mise en évidence dans l'environnement terrestre du site.**

#### **4.3. RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS BÊTA (B)**

La mesure du **tritium (<sup>3</sup>H) libre** dans l'eau et le lait est réalisée chaque année. D'autre part, les principaux **radionucléides émetteurs β** (le **carbone 14 (<sup>14</sup>C)**, et bien qu'absent des rejets du site le **strontium 90 (<sup>90</sup>Sr)**) ont fait l'objet d'une recherche spécifique sur des échantillons de végétaux, de sol, de lait et d'eau lors du bilan radioécologique décennal de 2006 (cf. tableau 2.6 TAB 4). Des analyses complémentaires en **carbone 14 (<sup>14</sup>C)** et **tritium organique (<sup>3</sup>H)** ont été également réalisées respectivement dans un échantillon d'herbe et dans un prélèvement de lait lors du suivi annuel de 2012.

L'activité du **tritium libre (<sup>3</sup>H)** mesurée dans l'environnement terrestre du site (végétaux, sols, lait de vache, eau et fruits) est comprise entre 0,9 et 4,4 Bq.L<sup>-1</sup>. Ces valeurs sont cohérentes avec les niveaux mesurés en France métropolitaine (<10 Bq.L<sup>-1</sup>) (cf. figure 2.6 FIG 1). Une recherche spécifique de la **forme organique du tritium (<sup>3</sup>H organique)** a été réalisée lors du bilan radioécologique décennal de 2006 et du suivi annuel de 2012. Cette mesure complexe a été entreprise dans 5 compartiments : le lierre, les herbes de prairie, les légumes, les fruits, et le lait de vache. Les activités mesurées sur l'ensemble des matrices sont comprises entre 1,3 et 3,1 Bq.L<sup>-1</sup> d'eau de combustion (cf. figure 2.6 FIG 1). L'ensemble de ces valeurs est conforme aux activités mesurées sur le territoire français (cf. [8]).

Les résultats en **carbone 14 (<sup>14</sup>C)** acquis dans les prélèvements d'herbe, de sol non cultivé, de lait, de lierre, de légume et de fruit lors du deuxième bilan décennal du site de Flamanville en 2006, constituent les premières activités acquises pour ce radionucléide dans l'environnement terrestre du site (cf. figure 2.6 FIG 2). Les activités mesurées dans les quinze échantillons de l'écosystème terrestre, prélevés hors ou sous influence des effluents radioactifs gazeux du site de Flamanville, sont toutes comprises dans la gamme d'activité massique en carbone 14 (<sup>14</sup>C) échangeable de l'atmosphère mesurée pour des zones considérées hors influence de tout rejet d'installation nucléaire (environ 240 Bq.kg<sup>-1</sup> de carbone). En 2012, ces observations sont confirmées par la mesure de carbone 14 réalisée sur un prélèvement d'herbe.

Le **strontium 90 (<sup>90</sup>Sr)** a été détecté au cours des deux bilans décennaux de 1996 et 2006 dans les lichens et les mousses terrestres, les herbes, les légumes, les fruits, le cidre et le lait. Ce radionucléide n'a pas été détecté dans les eaux de boisson. Non présent dans le spectre des rejets d'effluents radioactifs du site de Flamanville, la présence du strontium 90 (<sup>90</sup>Sr) est attribuable aux retombées atmosphériques des tirs nucléaires. Dans l'ensemble des compartiments environnementaux, l'activité du strontium 90 (<sup>90</sup>Sr) est conforme aux niveaux habituellement rencontrés sur le territoire français et est en décroissance.

Le **nickel 63 (<sup>63</sup>Ni)** a fait l'objet en 2006 de mesures dans trois prélèvements de sols non cultivés. Les activités mesurées dans ce compartiment restent inférieures à la limite de détection.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6

SECTION : -

PAGE : 16/24

STANDARD

**En conclusion, aucune contribution du site de Flamanville à l'apport de radionucléides émetteurs bêta ( $\beta$ ) dans l'écosystème terrestre n'a pu être mise en évidence sur la période 2006-2012.**

#### **4.4. RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS ALPHA**

Bien qu'absent des rejets du site de Flamanville, les radionucléides émetteurs alpha ( $\alpha$ ) (plutonium 238 ( $^{238}\text{Pu}$ ), plutonium 239 et 240 ( $^{239+240}\text{Pu}$ ), américium 241 ( $^{241}\text{Am}$ ) et curium 244 ( $^{244}\text{Cm}$ )) ont fait l'objet d'une recherche spécifique dans les sols, les herbes, les mousses terrestres, les lichens et le lait de vache lors du dernier bilan radioécologique décennal, réalisé en 2006 (cf. tableau 2.6 TAB 5).

Le **plutonium 238 ( $^{238}\text{Pu}$ )** a été détecté dans toutes les matrices prélevées à l'exception du lait où son activité est inférieure à la limite de détection. Le **plutonium 239 et 240 ( $^{239+240}\text{Pu}$ )** est détecté dans tous les échantillons et présente des activités plus élevées.

L'**américium 241 ( $^{241}\text{Am}$ )** est décelé dans les sols, les herbes de prairie, les mousses terrestres et les lichens. Dans le lait, il n'est détecté que dans un échantillon sur trois. Les activités en **curium 244 ( $^{244}\text{Cm}$ )** ont été mesurées dans les sols, les herbes de prairie, les mousses terrestres et les lichens. L'activité de ce radionucléide est inférieure à la limite de détection dans le lait de vache.

L'exploitation des rapports d'activité  $^{238}\text{Pu}/^{239+240}\text{Pu}$  et  $^{241}\text{Am}/^{239+240}\text{Pu}$  permet de préciser l'origine de ces radionucléides. En effet, la présence de ces transuraniens résulte des retombées des essais nucléaires aériens (années 1960 à 1980) comme en témoignent les rapports isotopiques  $^{238}\text{Pu}/^{239+240}\text{Pu}$  compris entre 0,03 et 0,044 (sols, herbes) et les rapports  $^{241}\text{Am}/^{239+240}\text{Pu}$  compris entre 0,38 et 0,39 (sols) qui sont proches des valeurs caractéristiques de cette origine ( $^{238}\text{Pu}/^{239+240}\text{Pu} = 0,03$  et  $^{241}\text{Am}/^{239+240}\text{Pu} = 0,4$ ).

En revanche, les lichens prélevés en bord de falaise, et les mousses terrestres prélevées près du littoral présentent des rapports isotopiques  $^{238}\text{Pu}/^{239+240}\text{Pu}$  et  $^{241}\text{Am}/^{239+240}\text{Pu}$  plus élevés que les valeurs caractéristiques des retombées atmosphériques des tirs nucléaires (respectivement 0,31 et 2,78). Ces résultats témoignent d'un apport lié aux rejets d'effluents radioactifs liquides de l'usine de retraitement des combustibles usés d'AREVANC La Hague via les embruns.

Les faibles activités constatées dans deux échantillons d'herbes et dans le lait de vache ne permettent pas d'exploiter les rapports d'activité pour déterminer l'origine des transuraniens mais ne peuvent être attribuées à l'exploitation du site de Flamanville en raison de l'absence de ce type de radionucléides dans les rejets du site.

**En conclusion, la présence des radionucléides émetteurs alpha ne peut être attribuée aux rejets d'effluents radioactifs atmosphériques du site de Flamanville. Ils trouvent leur origine dans les retombées des tirs atmosphériques d'armes nucléaires et dans les effluents de l'usine de retraitement des combustibles usés d'AREVA-NC La Hague.**



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6  
SECTION : -  
PAGE : 17/24  
STANDARD

#### 4.5. BILAN DE L'ÉTAT RADIOLOGIQUE ACTUEL DE L'ENVIRONNEMENT TERRESTRE

La radioactivité présente dans l'écosystème terrestre à proximité du CNPE de Flamanville est majoritairement d'origine naturelle et est stable depuis l'état de référence. Elle est essentiellement due au **potassium 40 ( $^{40}\text{K}$ )** dans les sols et les végétaux, et au **béryllium ( $^7\text{Be}$ )** dans les mousses terrestres et les lichens. En comparaison, les radionucléides issus des familles du **thorium 232 ( $^{232}\text{Th}$ )** et de l'**uranium 238 ( $^{238}\text{U}$ )** (actinium 228 ( $^{228}\text{Ac}$ ), protactinium 234 ( $^{234}\text{Pa}$ ) et plomb 210 ( $^{210}\text{Pb}$ )) sont détectés à des fréquences et des niveaux d'activité moindres.

Les radionucléides artificiels, qui ont été mis en évidence dans l'environnement terrestre du site de Flamanville, proviennent majoritairement d'une rémanence des retombées des essais atmosphériques d'armes nucléaires et de l'accident de Tchernobyl. Ces événements anciens sont à l'origine de la détection au cours des sept dernières années (période 2006-2012) de **césium 137 ( $^{137}\text{Cs}$ )** et, uniquement pour les tirs nucléaires, de **strontium 90 ( $^{90}\text{Sr}$ )**, de **transuraniens (plutonium 238 ( $^{238}\text{Pu}$ ), plutonium 239 et 240 ( $^{239+240}\text{Pu}$ ) et américium 241 ( $^{241}\text{Am}$ ))**, de **carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ )** et de **tritium ( $^3\text{H}$ )**. Ces deux derniers radionucléides sont par ailleurs produits par voie naturelle. En outre, les activités du **cobalt 60 ( $^{60}\text{Co}$ )** mesurées dans les lichens prélevés sur les falaises du bord de mer jusqu'en 2010 sont majoritairement imputables à l'influence, via les embruns, de l'usine de retraitement des combustibles d'AREVA-NC La Hague. Les détections ponctuelles d'**américium 241 ( $^{241}\text{Am}$ )** et d'**iode 129 ( $^{129}\text{I}$ )** témoignent de la même origine. Les traces de **césium 134 ( $^{134}\text{Cs}$ )** mesurées dans un échantillon de lait en 2011 sont les témoins des retombées de l'accident de Fukushima-Daiichi.

Concernant les radionucléides **émetteurs bêta ( $\beta$ )**, aucune contribution du CNPE de Flamanville aux activités mesurées dans l'environnement terrestres du site n'a été mise en évidence. Les niveaux de **carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ )** et de **tritium ( $^3\text{H}$ )** observés ne se distinguent pas de ceux habituellement rencontrés sur l'ensemble du territoire. De plus, les activités en **strontium 90 ( $^{90}\text{Sr}$ )**, radionucléide absent des rejets d'effluents radioactifs du site, sont imputables aux retombés atmosphériques des essais d'armes nucléaires.

La recherche des **radionucléides émetteurs alpha ( $\alpha$ )**, également absents des rejets d'effluents radioactifs, a permis d'en préciser les origines : les retombées des essais nucléaires et les effluents radioactifs liquides de l'usine de retraitement du combustible d'AREVA-NC La Hague via les embruns.

**Ainsi, les études menées depuis 2006 n'ont mis en évidence aucune contribution du site de Flamanville à l'apport de radionucléides artificiels dans l'écosystème terrestre.**

## 5. SITUATION RADIOLOGIQUE ACTUELLE DE L'ENVIRONNEMENT AQUATIQUE MARIN

### 5.1. GÉNÉRALITÉS

L'objectif de ce paragraphe est de décrire l'état radioécologique actuel de l'environnement aquatique marin du site de Flamanville. Les données utilisées sont issues du bilan radioécologique décennal de 2006 (cf. [2]) et des suivis radioécologiques annuels de 2007 à 2012 (cf. [3]).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6

SECTION : -

PAGE : 18/24

STANDARD

Les stations de prélèvements sont choisies en fonction des conditions courantologiques (dérive des eaux marines) et du sens d'écoulement des eaux souterraines. Afin de pouvoir apprécier l'influence potentielle des rejets d'effluents radioactifs liquides émis par le site de Flamanville, trois zones de prélèvements ont été prises en compte (cf. figure 2.6 FIG 7) :

- la zone potentiellement plus influencée par les rejets de la centrale. Elle comprend les stations situées dans un rayon de 2 à 3 km du canal de rejet, sur ou près des ouvrages portuaires et des digues, au large en mer et le long du littoral nord-nord-est : stations Diélette Port, CNPE Digue Nord, CNPE au large, Sciotot ;
- la zone moins influencée par les rejets du site. Elle est située plus au sud et sud-ouest : stations Carteret port, Carteret au large, St George la Rivière ;
- la zone potentiellement influencée par les rejets des effluents radioactifs liquides de l'usine de retraitement de combustible d'AREVA-NC La Hague : station de Goury Port.

Les résultats obtenus sont présentés par type d'émissions radioactives émises par les radionucléides et de matrices du tableau 2.6 TAB 6 au tableau 2.6 TAB 9. Depuis 2011, les résultats de mesure non significatifs sont exprimés par rapport au seuil de décision (cf. note de bas de page n°3) : ces valeurs sont converties dans ce chapitre en limite de détection afin d'homogénéiser l'ensemble des valeurs présentées.

Les mesures par spectrométrie  $\gamma$  sont les plus fréquentes. Elles permettent d'identifier et de quantifier simultanément un grand nombre de radionucléides d'origine naturelle et/ou artificielle. Les radionucléides présentés dans cette étude sont ceux qui ont été détectés dans l'environnement du site de Flamanville ou qui sont susceptibles de l'être en considérant le retour d'expérience acquis dans l'environnement des CNPE français et en fonction du spectre de rejet.

La recherche spécifique des radionucléides émetteurs  $\beta$  (tritium ( $^3\text{H}$ ), strontium 90 ( $^{90}\text{Sr}$ ), carbone ( $^{14}\text{C}$ ), nickel 63 ( $^{63}\text{Ni}$ ) et technétium 99 ( $^{99}\text{Tc}$ )) et émetteurs alpha ( $\alpha$ ) (plutonium 238 ( $^{238}\text{Pu}$ ), plutonium 239 et 240 ( $^{239+240}\text{Pu}$ ), américium 241 ( $^{241}\text{Am}$ ) et curium 244 ( $^{244}\text{Cm}$ )) a été effectuée lors du bilan radioécologique décennal de 2006 (cf. Réf. [2]). De plus, le tritium ( $^3\text{H}$ ) libre a été recherché, dans le cadre des suivis radioécologiques annuels (cf. Réf. [3]), dans les algues en 2007, dans les poissons de 2008 à 2010 et dans les mollusques en 2011 et 2012.

## 5.2. RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS GAMMA

L'exploitation de ces mesures nécessite de distinguer les radionucléides produits naturellement (cf. tableau 2.6 TAB 6) de ceux produits artificiellement (cf. tableau 2.6 TAB 7) lors de réactions nucléaires de fission ou d'activation (essais atmosphériques, accidents nucléaires, effluents radioactifs industriels autorisés).

### 5.2.1. Radionucléides émetteurs gamma d'origine naturelle

Les radionucléides d'origine naturelle, présents dans les différents compartiments de l'écosystème marin sont d'origine tellurique : familles du **thorium 232** ( $^{232}\text{Th}$ ) et de l'**uranium 238** ( $^{238}\text{U}$ ), **potassium 40** ( $^{40}\text{K}$ ), et cosmique: **béryllium 7** ( $^7\text{Be}$ ).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6

SECTION : -

PAGE : 19/24

STANDARD

Le **potassium 40 ( $^{40}\text{K}$ )** constitue la principale source de radioactivité  $\gamma$  naturelle dans les matrices étudiées de l'écosystème marin. Il est détecté systématiquement dans tous les compartiments de l'écosystème marin dans lesquels il a été recherché. Aucune évolution significative au cours des années n'est observée, quelle que soit la zone de prélèvement considérée. Par ordre décroissant d'activité, le potassium 40 ( $^{40}\text{K}$ ) est détecté dans les algues, les sédiments, les poissons, les mollusques, et les crustacés.

Le **béryllium 7 ( $^7\text{Be}$ )** produit par l'interaction du rayonnement cosmique sur les atomes d'azote et d'oxygène de l'atmosphère est détecté de manière abondante dans les algues, puis dans les sédiments. Dans les mollusques, les activités en béryllium 7 ( $^7\text{Be}$ ) sont plus faibles. Il n'a été détecté qu'une seule fois dans les prélèvements de crustacés et n'a jamais été détecté dans les échantillons de poissons.

A ces deux radionucléides viennent s'ajouter ceux issus des familles du **thorium 232 ( $^{232}\text{Th}$ )** et de l'**uranium 238 ( $^{238}\text{U}$ )** : **actinium 228 ( $^{228}\text{Ac}$ )**, **thorium 234 ( $^{234}\text{Th}$ )**, **protactinium 234 ( $^{234}\text{Pa}$ )**, **plomb 210 ( $^{210}\text{Pb}$ )**. Ils sont principalement mesurés dans les sédiments et les algues brunes. Ils sont présents plus ponctuellement et à des activités massiques plus faibles dans les mollusques et les crustacés. Ils n'ont été détectés qu'une fois dans les poissons.

**Il ressort de ces études et suivis que la radioactivité d'origine naturelle dans l'environnement marin du site de Flamanville est stable depuis l'état de référence.**

### 5.2.2. Radionucléides émetteurs gamma d'origine artificielle

Parmi les radionucléides émetteurs  $\gamma$  d'origine artificielle, le **césium 137 ( $^{137}\text{Cs}$ )** est détecté dans l'ensemble des compartiments environnementaux étudiés, à des activités équivalentes entre les échantillons prélevés en zones potentiellement influencées et ceux collectés en zones non influencées par les rejets d'effluents radioactifs liquides du CNPE de Flamanville. Ce radionucléide est présent dans les sédiments, les algues brunes, les poissons, les mollusques ainsi que dans les crustacés. Au cours des dernières années, une certaine stabilité des niveaux mesurés est observée et à des activités restant faibles. Outre la rémanence des retombées atmosphériques globales, son origine est à attribuer aux rejets d'effluents radioactifs des installations nucléaires locales (usine AREVA la Hague et CNPE de Flamanville). De par l'existence de différentes sources pour ce radionucléide, la contribution des effluents radioactifs liquides du CNPE de Flamanville à l'apport de **césium 137 ( $^{137}\text{Cs}$ )** dans l'environnement ne peut être distinguée des autres sources industrielles.

A ce radionucléide s'ajoute du **cobalt 60 ( $^{60}\text{Co}$ )** essentiellement dans les sédiments, les algues brunes, les crustacés et les mollusques. La présence de ce radionucléide est à attribuer très majoritairement aux rejets d'effluents radioactifs de l'usine de retraitement du combustible usé d'AREVA-NC La Hague dont les activités annuelles rejetées en cobalt 60 sont 1000 fois supérieures à celles du CNPE de Flamanville dont l'éventuelle contribution n'est, de fait, pas perceptible.

Il est accompagné de traces de **cobalt 57 ( $^{57}\text{Co}$ )** dans un échantillon de sédiment prélevé au niveau d'une station non soumise aux rejets d'effluents radioactifs liquides du CNPE et dans un prélèvement de poisson collecté en zone potentiellement influencée par les rejets du site. Ce radionucléide ne figurant pas dans les spectres de rejets du CNPE de Flamanville mais est présent dans celui de l'usine de retraitement du combustible usé d'AREVA-NC de la Hague, l'origine de sa présence dans l'environnement est attribuable à l'usine d'AREVA.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6

SECTION : -

PAGE : 20/24

STANDARD

Du **ruthénium-rhodium 106**(<sup>106</sup>Ru-Rh) est décelé plus fréquemment dans les algues brunes et les mollusques ; des traces sont également détectées dans un échantillon de crustacés prélevé en zone potentiellement influencée par les rejets d'effluents radioactifs liquides du site. Plus généralement, les activités de ce radionucléide sont similaires entre les échantillons prélevés en zone potentiellement influencée et ceux collectés en zone non influencée par les rejets d'effluents radioactifs liquides du CNPE de Flamanville. Le <sup>106</sup>Ru-Rh, non présent dans les rejets d'effluents radioactifs liquides du CNPE de Flamanville, provient exclusivement des rejets de l'usine de retraitement de combustibles usés d'AREVA-NC La Hague.

La détection ponctuelle d'**argent 110 métastable** (<sup>110m</sup>Ag) dans les mollusques peut éventuellement être attribuée aux effluents radioactifs liquides du CNPE de Flamanville mais aussi à ceux de l'usine de retraitement du combustible usé d'AREVA-NC la Hague puisque ce radionucléide est présent dans le spectre des rejets de ces deux installations. L'**argent 108 métastable** (<sup>108m</sup>Ag) est détecté dans les mollusques et les crustacés au niveau des stations de prélèvement sous influence des rejets d'effluents radioactifs liquides du site. Son origine reste à préciser car ce radionucléide ne figure pas dans les rejets d'effluents liquides déclarés de l'usine AREVA-NC La Hague ni dans ceux du CNPE de Flamanville.

De l'**américium 241** (<sup>241</sup>Am) est mesuré, à des niveaux proches de la limite de détection, dans les algues brunes et dans la faune marine. L'origine prépondérante de ce radionucléide est à attribuer aux rejets de l'usine de retraitement de combustibles usés d'AREVA-NC La Hague. Dans une moindre mesure, la rémanence des tirs nucléaires contribue également à la détection de ce radionucléide dans l'environnement.

Enfin, l'**iode 129** (<sup>129</sup>I) a été détecté, ponctuellement, en 2006, dans des échantillons d'algues brunes. Absent des rejets d'effluents radioactifs liquides du site de Flamanville, ce radionucléide est caractéristique des rejets d'effluents radioactifs liquides de l'usine de retraitement du combustible usé d'AREVA-NC La Hague.

Les activités du **césium 134** (<sup>134</sup>Cs), du **cobalt 58** (<sup>58</sup>Co), du **manganèse 54** (<sup>54</sup>Mn) et de l'**iode 131** (<sup>131</sup>I) demeurent inférieures à la limite de détection dans l'ensemble des échantillons de l'environnement marin du site analysés durant la période 2006 - 2012.

**Dans le milieu marin, les études menées depuis 2006 montrent que la radioactivité gamma d'origine artificielle est sous l'influence des trois termes sources principaux : les retombées atmosphériques globales, les rejets de l'usine de la Hague, et les rejets d'effluents du CNPE de Flamanville. La baisse des niveaux d'activités mesurés observée depuis le début des années 1990 se poursuit, en lien avec la diminution des rejets des installations.**

**La radioactivité gamma artificielle est actuellement essentiellement due au césium 137** (<sup>137</sup>Cs), potentiellement issu des trois origines, et au **cobalt 60** (<sup>60</sup>Co) rejeté par l'usine de la Hague, et dans une moindre mesure, par le CNPE de Flamanville.

**La présence ponctuelle de traces d'argent 110 métastable** (<sup>110m</sup>Ag) dans les mollusques est liée aux rejets d'effluents des deux installations.

**L'influence des rejets de l'usine de la Hague se traduit également par la détection dans le milieu marin de radionucléides caractéristiques des activités liées au traitement du combustible usé (américium 241 (<sup>241</sup>Am), iode 129 (<sup>129</sup>I), ruthénium-rhodium 106 (<sup>106</sup>Ru-Rh)...).**



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6

SECTION : -

PAGE : 21/24

STANDARD

### 5.3. RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS BÊTA

Lors du bilan radioécologique décennal de 2006 (cf. [2]) les principaux radionucléides émetteurs  $\beta$  (tritium ( $^3\text{H}$ ) libre et organique, carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ ), strontium 90 ( $^{90}\text{Sr}$ ), technétium 99 ( $^{99}\text{Tc}$ ) et nickel 63 ( $^{63}\text{Ni}$ )) ont fait l'objet d'une recherche spécifique. Le tritium ( $^3\text{H}$ ) libre a été également recherché lors des suivis annuels de 2007 à 2012 dans les algues, les mollusques et les poissons. Le tritium ( $^3\text{H}$ ) organique et le carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ ) ont également été mesurés lors du suivi radioécologique de 2012 dans des échantillons de mollusques (cf. tableau 2.6 TAB 8).

Les activités en **tritium libre ( $^3\text{H}$  libre)** les plus élevées correspondent aux échantillons collectés dans les zones potentiellement sous influence des rejets d'effluents radioactifs liquides de l'usine d'AREVA-NC La Hague et des rejets d'effluents radioactifs liquides du CNPE de Flamanville, en particulier dans les mollusques, les poissons et les algues brunes. La présence du tritium libre ( $^3\text{H}$  libre) est principalement à attribuer aux rejets de l'usine de retraitement des combustibles usés d'AREVA-NC La Hague qui présentent des activités en tritium ( $^3\text{H}$ ) 150 fois plus élevée en tritium que ceux du CNPE de Flamanville.

Les activités en **tritium organique ( $^3\text{H}$  organique)** mesurées dans les échantillons de l'écosystème marin sont proches de celles du tritium ( $^3\text{H}$ ) libre. Ce radionucléide est détecté dans les sédiments, les algues brunes, les mollusques, les poissons et les crustacés. Comme pour le tritium ( $^3\text{H}$ ) libre, les échantillons prélevés en zone potentiellement influencée par les rejets d'effluents radioactifs liquides de l'usine d'AREVA-NC La Hague et en zone potentiellement influencée par les rejets des effluents radioactifs liquides du CNPE de Flamanville, présentent des niveaux supérieurs à ceux collectés hors influence. Leur origine est à attribuer à l'usine de retraitement du combustible usé d'AREVA-NC La Hague bien qu'une influence des rejets d'effluents radioactifs liquides du CNPE de Flamanville ne puisse être exclue.

Le **carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ )** a été mesuré lors du bilan radioécologique décennal de 2006 ainsi que lors du suivi radioécologique de 2012 dans les prélèvements de sédiments, d'algues brunes, de mollusques, de crustacés et de poissons. Toutes les activités mesurées sont supérieures au niveau ambiant ( $240 \text{ Bq.kg}^{-1}$  de carbone en Atlantique Nord). En 2012, les activités mesurées dans les mollusques sont également supérieures aux niveaux ambiants, que celles-ci soient mesurées en champ proche ou en champ lointain. Par ailleurs, les valeurs maximales de ces mesures sont enregistrées au large de Goury (station potentiellement influencée par les rejets d'effluents liquides de La Hague). Les niveaux d'activités observés résultent principalement de l'apport en carbone 14 ( $^{14}\text{C}$ ) des effluents liquides de l'usine d'AREVA-NC La Hague. Néanmoins, un apport par le CNPE de Flamanville ne peut être exclu.

Une recherche spécifique de **strontium 90 ( $^{90}\text{Sr}$ )** a été réalisée à l'occasion du bilan radioécologique décennal de 2006. La présence de ce radionucléide à l'état de traces dans des échantillons d'algues brunes et de mollusques est à attribuer aux retombées des essais nucléaires d'armes nucléaires ainsi qu'aux effluents liquides de l'usine d'AREVA-NC La Hague. Ce radionucléide n'est pas mis en évidence dans les rejets d'effluents du CNPE de Flamanville.

Le **technétium 99 ( $^{99}\text{Tc}$ )** a été mesuré en 2006 dans les algues brunes. Ces organismes sont connus pour leur capacité à accumuler ce radionucléide. Des traces de ce radionucléide sont mesurées également dans les crustacés. Le **technétium 99 ( $^{99}\text{Tc}$ )**, non présent dans les rejets d'effluents des centrales REP françaises, a été recherché dans l'environnement du CNPE de Flamanville en raison de sa présence dans les effluents de l'usine de traitement du combustible irradié d'AREVA-NC La Hague. Les résultats obtenus sont conformes aux valeurs mesurées en Manche du fait des rejets de l'usine d'AREVA-NC La Hague.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6

SECTION : -

PAGE : 22/24

STANDARD

Les mesures de nickel 63 ( $^{63}\text{Ni}$ ) indiquent la présence de ce radionucléide dans deux échantillons sur quatre de sédiments prélevés en 2006. Le nickel 63 ( $^{63}\text{Ni}$ ) est présent dans le spectre des rejets de l'usine d'AREVA-NC ainsi que dans celui du CNPE de Flamanville. L'influence du CNPE de Flamanville ne peut être distinguée de celle de La Hague.

Globalement, les mesures d'activité des radionucléides émetteurs bêta correspondent aux valeurs attendues du fait des niveaux d'activités mesurables dans l'eau de mer et des rejets d'effluents radioactifs liquides de l'usine de retraitement du combustible d'AREVA-NC La Hague. La contribution du CNPE de Flamanville n'a pas clairement été mise en évidence mais ne peut être exclue.

#### 5.4. RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS ALPHA

Le site de Flamanville ne dispose pas d'autorisation de rejet pour les radionucléides émetteurs alpha ( $\alpha$ ). L'absence de radionucléides alpha est vérifiée grâce à une mesure alpha globale de l'effluent avant rejet. Cependant, la recherche spécifique d'un certain nombre de radionucléides émetteurs  $\alpha$  d'origine artificielle (plutonium 238 ( $^{238}\text{Pu}$ ), plutonium 239 et 240 ( $^{239+240}\text{Pu}$ ), américium 241 ( $^{241}\text{Am}$ ) et cérium 244 ( $^{244}\text{Cm}$ )) a été entreprise lors du bilan radioécologique décennal de 2006 afin d'en préciser l'origine (cf. tableau 2.6 TAB 9).

Le **plutonium 238 ( $^{238}\text{Pu}$ )**, le **plutonium 239 et 240 ( $^{239+240}\text{Pu}$ )** et l'**américium 241 ( $^{241}\text{Am}$ )** sont détectés systématiquement dans les sédiments, les algues brunes, les mollusques, les crustacés et les poissons. Ils sont accompagnés du **curium 244 ( $^{244}\text{Cm}$ )** dans les sédiments et dans les végétaux marins. Des traces de ce radionucléide sont également visibles dans la faune marine.

L'exploitation des rapports d'activité  $^{238}\text{Pu}/^{239+240}\text{Pu}$  et  $^{241}\text{Am}/^{239+240}\text{Pu}$  permet de préciser l'origine de ces radionucléides. Le rapport  $^{238}\text{Pu}/^{239+240}\text{Pu}$  est compris entre 0,30 et 3,71 tandis que celui d' $^{241}\text{Am}/^{239+240}\text{Pu}$  présente des valeurs plus étendues allant de 0,37 à 207. Ces rapports sont supérieurs à ceux caractéristiques des retombées des essais atmosphériques d'armes nucléaires ( $^{238}\text{Pu}/^{239+240}\text{Pu} = 0,03$  et  $^{241}\text{Am}/^{239+240}\text{Pu} = 0,4$ ). Ils traduisent l'influence des rejets d'effluents radioactifs liquides de l'usine d'AREVA-NC La Hague, source majeure de transuraniens en Manche.

#### 5.5. BILAN DE L'ÉTAT RADIOLOGIQUE ACTUEL DE L'ENVIRONNEMENT MARIN

La radioactivité d'origine naturelle est essentiellement due au **potassium 40 ( $^{40}\text{K}$ )** dans les algues, les sédiments et les poissons, ainsi qu'au **béryllium 7 ( $^7\text{Be}$ )** principalement dans les algues. Ces radionucléides sont accompagnés, à des activités et une fréquence moindre, de ceux issus des familles du **thorium 232 ( $^{232}\text{Th}$ )** et de l'**uranium 238 ( $^{238}\text{U}$ )**.

Les **radionucléides d'origine artificielle** détectés dans l'environnement marin du CNPE de Flamanville peuvent être classés en trois catégories :

- les radionucléides qui ne font pas partie du spectre de rejet d'effluents radioactifs du CNPE de Flamanville et qui proviennent d'autres sources, notamment les rejets d'effluents radioactifs de l'usine d'AREVA-NC La Hague ( $^{241}\text{Am}$ ,  $^{106}\text{Ru}$ ,  $^{129}\text{I}$ ,  $^{57}\text{Co}$ ,...) et les retombées des essais nucléaires anciens (**isotopes du plutonium...**) ;
- les radionucléides faisant partie du spectre de rejet d'effluents radioactifs du CNPE, mais ayant d'autres sources potentielles, telles que les rejets de l'usine d'AREVA-NC La Hague



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6

SECTION : -

PAGE : 23/24

STANDARD

(<sup>60</sup>Co, <sup>110m</sup>Ag, <sup>63</sup>Ni...), les retombées atmosphériques des essais nucléaires et de Tchernobyl (<sup>137</sup>Cs) ;

- les radionucléides dont l'origine n'est pas établie (<sup>108m</sup>Ag..).

Les diverses matrices sédimentaires et biologiques collectées dans l'environnement marin du CNPE de Flamanville depuis 2006 sont essentiellement marquées, à de faibles niveaux d'activité, par le **césium 137** (<sup>137</sup>Cs), potentiellement issu de différentes sources : l'usine de retraitement du combustible usagé de d'AREVA-NC La Hague, les retombées atmosphériques des essais nucléaires et le CNPE de Flamanville, et par le **cobalt 60** (<sup>60</sup>Co), rejeté par l'usine de la Hague, et dans une moindre mesure, par le CNPE de Flamanville.

Les activités en **tritium** (<sup>3</sup>H) libre et organique, **carbone 14** (<sup>14</sup>C) et **nickel 63** (<sup>63</sup>Ni) correspondent aux valeurs attendues dans l'eau de mer du fait des rejets d'effluents radioactifs liquides de l'usine de retraitement des combustibles usés d'AREVA-NC La Hague. L'influence potentielle du CNPE ne peut être mise en évidence pour ces radionucléides du fait du marquage prépondérant lié aux rejets de l'usine de La Hague.

La présence ponctuelle de traces d'**argent 110 métastable** (<sup>110m</sup>Ag) dans les mollusques est liée aux rejets d'effluents des deux installations.

L'usine de retraitement de La Hague est également à l'origine de la détection dans l'environnement du site de **ruthénium-rhodium 106** (<sup>106</sup>Ru-Rh), d'**iode 129** (<sup>129</sup>I), de **technétium 99** (<sup>99</sup>Tc) et de traces de **cobalt 57** (<sup>57</sup>Co).

De la même façon, les émetteurs α **plutonium 238** (<sup>238</sup>Pu), **plutonium 239 et 240** (<sup>239+240</sup>Pu), **américium 241** (<sup>241</sup>Am), **curium 244** (<sup>244</sup>Cm) et **strontium 90** (<sup>90</sup>Sr) ne figurent pas dans les rejets du CNPE de Flamanville. La présence de ces radionucléides est attribuable aux rejets d'effluents radioactifs liquides de l'usine d'AREVA-NC La Hague et les retombées atmosphériques des essais nucléaires.

Enfin, des traces d'**argent 108 métastable** (<sup>108m</sup>Ag) ont été détectées dans l'environnement aquatique du site. Leur origine n'a pas clairement été établie.

**Globalement, les résultats des études radioécologiques menées depuis 2006 montrent que la radioactivité d'origine artificielle est toujours sous l'influence des trois termes sources principaux : les rejets de l'usine de la Hague, les retombées atmosphériques globales et les rejets d'effluents du CNPE de Flamanville. La baisse des activités mesurées dans l'environnement de Flamanville observée depuis le début des années 1990 se poursuit. Celle-ci est en lien avec les efforts accomplis par les exploitants (AREVA-NC et EDF) pour diminuer les rejets de leurs installations.**



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6

SECTION : -

PAGE : 24/24

STANDARD

**LISTE DES RÉFÉRENCES**

- [1] Masson, M., 1997. *Bilan radioécologique décennal du Centre Nucléaire de Production d'Electricité de Flamanville : 1996*. IPSN/DPRE/SERE/LERFA, Octeville. Document SRE 97/016(P), 65 p. et annexes.
- [2] Masson, M., 2008. *Bilan radioécologique décennal 2006 de l'environnement proche du Centre Nucléaire de Production d'Electricité de Flamanville*. IRSN/LRC. Rapport DEI/SECRE-2008- 41, 139 p. et annexes.
- [3] IPSN/DPEI/SERE, 1991 à 1994, rapports SERE n° 92/039, 93/101 (I), 94/175 (P), 95/040 ; IPSN/DPRE/SERE, 1995 à 1997, rapports SERE n° 96/028 (P), 97/012 (P), 98/012 (P) ; IPSN/DPRE/SERNAT, 1998 à 2001, rapports SERNAT n° 1999/11, 2000/26, 2001/30, 2002/07, IRSN/DEI/SESURE, 2002 à 2011, rapports DEI/SESURE n°06-04, 07-26, 08-04, 09-21, 10-09, 11-06, 1204 ; Suivis radioécologiques annuels de l'environnement terrestre, aquatique et marin des centres nucléaires de production d'électricité français, années 2006 à 2011. Rapport PRP-ENV/SESURE/2013-05, Suivi radioécologique de l'environnement terrestre, aquatique continental et marin des centres nucléaires de production d'électricité français, année 2012 (version provisoire).
- [4] Ottavi, L., Disdier, R., Marchand, S. et Carrère, D., 1984. *Point zéro radioécologique du site de Flamanville. Écosystèmes terrestres*. IPSN/CEA/SERE, Laboratoire de Radioécologie Appliquée, Cadarache. 58 p. et annexes.
- [5] Maubert, H., Cartier, Y. et Picat, P., 1983. *Étude radioécologique de la Manche. Site de Flamanville. Point zéro radiosédimentologique*. IPSN/CEA, Laboratoire d'Études de Pollution des Eaux, Cadarache. 44.
- [6] IRSN/DEI/2011-01, février 2012. Analyse de l'impact de l'accident de Fukushima en France (métropole et DROM-COM) à partir des résultats de la surveillance renforcée de la radioactivité de l'environnement.
- [7] Roussel-Debet S., Gontier G, Siclet F. et Fournier M. (2006) : Distribution of carbon 14 in the terrestrial environment close to French nuclear power plants, Journal of Environmental Radioactivity, 87 (2006), 246-259.
- [8] IRSN/DEI 2009-05. Livre blanc Tritium ASN, 07/2010. Chapitre 1 : le tritium dans l'environnement, synthèse des connaissances.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6  
 SECTION : -  
 TABLEAU : 1  
 PAGE : 1/2  
 STANDARD

**2.6 TAB 1 : SYMBOLE CHIMIQUE, NOM, TYPE DE TRANSFORMATION ET PÉRIODE  
 RADIOACTIVE DES PRINCIPAUX RADIONUCLÉIDES CITÉS DANS LE DOCUMENT**

	Radionucléide			
	Symbole	Nom	Type de transformation	Période radioactive
période inférieure à 1 jour	<sup>106</sup> Rh	<i>rhodium</i>	β, γ	30,0 s
	<sup>144</sup> Pr	<i>praséodyme</i>	β, γ	17,3 min
	<sup>228</sup> Ac	<i>actinium</i>	β, γ	6,2 h
	<sup>234</sup> Pa	<i>protactinium</i>	β, γ	6,7 h
	<sup>135</sup> Xe	<i>xénon</i>	β, γ	9,2 h
période comprise entre 1 jour et 1 an	<sup>133</sup> Xe	<i>xénon</i>	β, γ	5,27 j
	<sup>131</sup> I	<i>iode</i>	β, γ	8 j
	<sup>234</sup> Th	<i>thorium</i>	β, γ	24 j
	<sup>103</sup> Ru	<i>ruthénium</i>	β, γ	40 j
	<sup>7</sup> Be	<i>béryllium</i>	β, γ	53 j
	<sup>58</sup> Co	<i>cobalt</i>	β, γ	71 j
	<sup>75</sup> Se	<i>sélénium</i>	β, γ	120 j
	<sup>110m</sup> Ag	<i>argent</i>	β, γ	250 j
	<sup>144</sup> Ce	<i>cérium</i>	β, γ	285 j
<sup>54</sup> Mn	<i>manganèse</i>	β, γ	312 j	
période comprise entre 1 an et 100 ans	<sup>106</sup> Ru	<i>ruthénium</i>	β, γ	1,0 a
	<sup>134</sup> Cs	<i>césium</i>	β, γ	2,1 a
	<sup>125</sup> Sb	<i>antimoine</i>	β, γ	2,8 a
	<sup>60</sup> Co	<i>cobalt</i>	β, γ	5,3 a
	<sup>226</sup> Ra	<i>radium</i>	α, γ	5,75 a
	<sup>85</sup> Kr	<i>krypton</i>	β, γ	10,4 a
	<sup>3</sup> H	<i>tritium</i>	β	12,3 a
	<sup>244</sup> Cm	<i>curium</i>	α, γ	18,11 a
	<sup>210</sup> Pb	<i>plomb</i>	β, γ	22,3 a
	<sup>90</sup> Sr	<i>strontium</i>	β	29,0 a
	<sup>137</sup> Cs	<i>césium</i>	β, γ	30,0 a
	<sup>238</sup> Pu	<i>plutonium</i>	α, γ	88,0 a



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6  
SECTION : -  
TABLEAU : 1  
PAGE : 2/2  
STANDARD

	Radionucléide			
	Symbole	Nom	Type de transformation	Période radioactive
période supérieure à 100 ans	<sup>63</sup> Ni	<i>nickel</i>	β	101 a
	<sup>241</sup> Am	<i>américium</i>	α, γ	433 a
	<sup>14</sup> C	<i>carbone</i>	β	5700 a
	<sup>240</sup> Pu	<i>plutonium</i>	α, γ	6600 a
	<sup>239</sup> Pu	<i>plutonium</i>	α, γ	24 100 a
	<sup>129</sup> I	<i>iode</i>	β, γ	1,61.10 <sup>7</sup> a
	<sup>40</sup> K	<i>potassium</i>	β, γ	1,3.10 <sup>9</sup> a
	<sup>238</sup> U	<i>uranium</i>	α, γ	4,5.10 <sup>9</sup> a
	<sup>232</sup> Th	<i>thorium</i>	α, γ	1,4.10 <sup>10</sup> a



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6 SECTION : -

TABLEAU : 2  
PAGE : 1/1

STANDARD

2.6 TAB 2 : ACTIVITÉS DES RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS OMEGA D'ORIGINE NATURELLE DES ÉCHANTILLONS COLLECTÉS DANS L'ENVIRONNEMENT TERRESTRE DU SITE DE FLAMANVILLE (2006-2012)

Nature	Année de prélèvement	Station	Situation par rapport au site	en Bq.kg <sup>-1</sup> sec pour les sols et les végétaux, en Bq.L <sup>-1</sup> pour l'eau, le lait de vache et le cidre					
				<sup>40</sup> K	Famille du <sup>232</sup> Th <sup>228</sup> Ac	<sup>234</sup> Th	Famille de <sup>238</sup> U <sup>234</sup> Pa	<sup>210</sup> Pb	<sup>7</sup> Be
Sols non cultivés (sol de prairie)	2006	Sortosville en Beaumont	18 km SE	480 ± 40 (1/1)	41 ± 4 (1/1)	n.a.	28 ± 10 (1/1)	n.a.	< 5 (0/1)
	2006	Délette ferme Magdeleine Vasteville	2,5 km NE 8,5 km NE	450 - 1 020 (4/4)	36 - 140 (4/4)	n.a.	40 - 120 (4/4)	n.a.	7 ± 2 (1/4)
	2007 à 2012	Délette ferme Magdeleine Siouville	2,5 km NE 2,5 km NE	358 - 670 (6/6)	21,6 - 52 (6/6)	n.a.	17 - 40 (6/6)	n.a.	< 2,9 (0/6)
Sols cultivés (céréales, salades)	2006	Surtainville Sortosville en Beaumont	12 km SSE 18 km SE	340 - 460 (3/3)	20 - 39 (3/3)	n.a.	30 ± 20 (2/3)	n.a.	4 - 7 (2/3)
	2006	Délette ferme Magdeleine	2,5 km NE	480 - 640 (2/2)	37 - 47 (2/2)	n.a.	40 ± 20 (2/2)	n.a.	12 ± 4 (1/2)
	2007	Délette ferme Magdeleine	2,5 km NE	550 ± 50 (1/1)	42 ± 5 (1/1)	n.a.	30 ± 20 (1/1)	n.a.	< 20 (0/1)
Herbes (prairie permanente)	2006	Sortosville en Beaumont	18 km SE	840 ± 90 (1/1)	1,5 ± 0,4 (1/1)	< 4 (0/1)	n.a.	14 ± 2 (1/1)	150 ± 20 (1/1)
	2006	Délette ferme Magdeleine Vasteville	2,5 km NE 8,5 km NE	670 - 850 (2/2)	2,1 - 2,6 (2/2)	< 6 (0/2)	n.a.	17 - 18 (2/2)	160 - 210 (2/2)
	2007 à 2012	Délette ferme Magdeleine Siouville	2,5 km NE 2,5 km NE	636 - 830 (6/6)	1,12 - 2,80 (6/6)	< 1,32 (0/6)	n.a.	4 - 17 (6/6)	66 - 273 (6/6)
Mousses terrestres	2006	Flamanville château	1,4 km SE	330 ± 30 (1/1)	19 ± 3 (1/1)	10 ± 2 (1/1)	n.a.	180 ± 20 (1/1)	390 ± 40 (1/1)
	2007 à 2012	Flamanville château Le Rozel	1,4 km SE 7 km SE	290 - 760 (6/6)	13 - 60 (6/6)	n.a.	< 118 (0/6)	n.a.	140 - 788 (6/6)
	2006	Le Pont Héland	6 km ENE	220 ± 20 (1/1)	8 ± 2 (1/1)	< 20 (0/1)	n.a.	290 ± 40 (1/1)	260 ± 30 (1/1)
	2007 à 2012	Le Pont Héland	6 km ENE	250 - 370 (6/6)	11 - 44 (6/6)	n.a.	< 124 (0/6)	n.a.	290 - 1900 (6/6)
Lichens	2006	Flamanville, falaise de Quédoy	0,8 km S	105 ± 10 (1/1)	6,0 ± 0,9 (1/1)	< 8 (0/1)	n.a.	290 ± 30 (1/1)	130 ± 20 (1/1)
	2007 à 2012	Flamanville, falaise de Quédoy	0,8 km S	67 - 200 (6/6)	3 - 10,2 (6/6)	n.a.	< 50 (0/6)	n.a.	216 - 530 (6/6)
Légumes (salades, carottes feuilles, carottes racines, choux feuilles, betteraves feuilles)	2006	Surtainville	12 km SSE	870 - 2 800 (3/3)	1,1 - 12,0 (3/3)	< 6 (0/3)	n.a.	6 - 18 (2/3)	2,1 - 140 (3/3)
	2006	Délette ferme Magdeleine	2,5 km NE	2 100 ± 200 (1/1)	3 ± 1 (1/1)	< 20 (0/1)	n.a.	9 ± 4 (1/1)	76 ± 8 (1/1)
	2007 à 2012	Délette ferme Magdeleine Siouville	2,5 km NE 2,5 km NE	940 - 2119 (6/6)	0,9 ± 0,6 (1/6)	< 4 (0/6)	n.a.	3,7 - 17,5 (4/6)	17 - 263 (6/6)
Céréales (maïs)	2006	Sortosville en Beaumont	18 km SE	440 ± 50 (1/1)	< 0,3 (0/1)	< 2 (0/1)	n.a.	5,2 ± 0,7 (1/1)	62 ± 6 (1/1)
	2006	Délette ferme Magdeleine	2,5 km NE	440 ± 50 (1/1)	< 0,6 (0/1)	< 2 (0/1)	n.a.	5,4 ± 0,9 (1/1)	65 ± 6 (1/1)
Fruits (pommes)	2006	Sortosville en Beaumont	18 km SE	290 ± 30 (1/1)	< 0,5 (0/1)	< 2 (0/1)	n.a.	< 2 (0/1)	5,9 ± 0,7 (1/1)
	2006	Délette ferme Magdeleine	2,5 km NE	490 ± 50 (1/1)	0,4 ± 0,2 (1/1)	< 0,6 (0/1)	n.a.	0,8 ± 0,3 (1/1)	6,6 ± 0,8 (1/1)
Boissons alcoolisées (cidre)	2006	Sortosville en Beaumont	18 km SE	0,60 ± 0,05 (1/1)	< 0,0012 (0/1)	< 0,005 (0/1)	n.a.	< 0,003 (0/1)	0,006 ± 0,001 (1/1)
	2006	Délette ferme Magdeleine	2,5 km NE	0,10 ± 0,01 (1/1)	< 0,0002 (0/1)	< 0,0005 (0/1)	n.a.	< 0,0006 (0/1)	< 0,0002 (0/1)
Lait de vache	2006	Sortosville en Beaumont	18 km SE	46 ± 5 (1/1)	< 0,1 (0/1)	< 0,4 (0/1)	n.a.	< 0,2 (0/1)	< 0,2 (0/1)
	2006	Délette ferme Magdeleine Vasteville	2,5 km NE 8,5 km NE	41 - 48 (2/2)	< 0,06 (0/2)	< 0,2 (0/2)	n.a.	< 0,3 (0/2)	< 0,2 (0/2)
	2007 à 2012	Délette ferme Magdeleine Siouville	2,5 km NE 2,5 km NE	37 - 57 (6/6)	< 0,04 (0/6)	< 0,06 (0/6)	n.a.	< 0,08 (0/6)	< 0,06 (0/6)
Eau douce (eau de boisson)	2006	Délette ferme Magdeleine	2,5 km NE	0,20 ± 0,02 (1/1)	0,006 ± 0,002 (1/1)	< 0,005 (0/1)	n.a.	< 0,004 (0/1)	< 0,004 (0/1)

n.a. : non analysé < LD : inférieur à la limite de détection

En couleur sont signalées les zones de prélèvement potentiellement influencées par les rejets d'effluents gazeux du CNPE de Flamanville

Espèces prélevées : mousses terrestres - *Eurhynchium praelongum* Hedw. ; lichens - *Romalina scopulorum* Dickz ; salades - Laitue *Lactuca sativa* ; carottes - *Daucus carota* ; céréales - *Zea mays* ; pommes - *Pirus malus* ; choux - *Brassica tuberosum*

Références : Deuxième Bilan radioécologique décennal du CNPE de Flamanville [2]; suivis radioécologiques de l'environnement terrestre de Flamanville (2007 à 2012) [3]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6 SECTION : -

TABLEAU : 3  
 PAGE : 1/1

STANDARD

2.6 TAB 3 : ACTIVITÉS DES RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS OMEGA D'ORIGINE ARTIFICIELLE DES ÉCHANTILLONS COLLECTÉS DANS L'ENVIRONNEMENT TERRESTRE DU SITE DE FLAMANVILLE (2006-2012)

Nature	Année de prélèvement	Station	Situation par rapport à site	en Bq.kg <sup>-1</sup> sec pour les sols et les végétaux, en Bq.L <sup>-1</sup> pour l'eau, le lait de vache et le cidre								
				<sup>134</sup> Cs	<sup>137</sup> Cs	<sup>60</sup> Co	<sup>60</sup> Co	<sup>241</sup> Am	<sup>110m</sup> Ag	<sup>64</sup> Mn	<sup>131</sup> I	<sup>129</sup> I
Sols non cultivés (sol de prairie)	2006	Sortosville en Beaumont	18 km SE	< 0,4 (0/1)	7,9 ± 0,7 (1/1)	n.a	< 0,3 (0/1)	n.d.	n.a	n.a	n.a.	n.a.
	2006	Diélette ferme Magdeleine Vasteville	2,5 km NE 8,5 km NE	< 0,7 (0/4)	0,4 - 8,4 (4/4)	n.a	< 0,5 (0/4)	n.d.	n.a	n.a	n.a.	n.a.
	2007 à 2012	Diélette ferme Magdeleine Siouville	2,5 km NE 2,5 km NE	< 0,2 (0/6)	2,7 - 5,7 (6/6)	< 0,3 (0/4)	< 0,22 (0/6)	n.d.	< 0,24 (0/4)	< 0,70 (0/1)	n.a.	n.a.
Sols cultivés (céréales, salades)	2006	Sortosville en Beaumont	12 km SSE 18 km SE	< 0,4 (0/3)	1,9 - 4,7 (3/3)	n.a	< 0,3 (0/3)	n.d.	n.a	n.a	n.a.	n.a.
	2006	Diélette ferme Magdeleine	2,5 km NE	< 0,4 (0/2)	4,2 - 5,4 (2/2)	n.a	< 0,4 (0/2)	n.d.	n.a	n.a	n.a.	n.a.
	2007	Diélette ferme Magdeleine	2,5 km NE	< 0,3 (0/1)	7,6 ± 0,7 (1/1)	n.a	< 0,5 (0/1)	n.d.	n.a	n.a	n.a.	n.a.
Herbes (prairie permanente)	2006	Sortosville en Beaumont	18 km SE	< 0,3 (0/1)	0,14 ± 0,07 (1/1)	n.a	< 0,3 (0/1)	< 0,5 (0/1)	n.a	n.a	n.a.	< 2 (0/1)
	2006	Diélette ferme Magdeleine Vasteville	2,5 km NE 8,5 km NE	< 0,4 (0/2)	0,18 ± 0,07 (1/2)	n.a	< 0,5 (0/2)	< 0,7 (0/2)	n.a	n.a	n.a.	< 3 (0/2)
	2007 à 2012	Diélette ferme Magdeleine Siouville	2,5 km NE 2,5 km NE	< 0,12 (0/6)	0,12 - 0,16 (2/6)	< 0,24 (0/4)	< 0,2 (0/6)	n.d.	< 0,18 (0/4)	< 0,16 (0/1)	n.a.	n.a.
Mousses terrestres	2006	Flamanville château	1,4 km SE	< 0,4 (0/1)	4,3 ± 0,5 (1/1)	n.a	< 0,5 (0/1)	< 0,4 (0/1)	n.a	n.a	< 2 (0/1)	< 0,6 (0/1)
	2007 à 2012	Flamanville château Le Rozel	1,4 km SE 7 km SE	< 0,88 (0/6)	3,6 - 7,0 (6/6)	< 1,03 (0/4)	< 1,18 (0/6)	n.d.	< 0,88 (0/4)	< 1,2 (0/1)	< 1,32 (0/6)	n.a.
	2006	Le Pont Héland	6 km ENE	< 0,6 (0/1)	2,9 ± 0,4 (1/1)	n.a	< 0,7 (0/1)	< 0,8 (0/1)	n.a	n.a	< 2 (0/1)	0,8 ± 0,3 (1/1)
	2007 à 2012	Le Pont Héland	6 km ENE	< 0,8 (0/6)	2,8 - 12,0 (6/6)	< 1 (0/4)	< 1,09 (0/6)	n.d.	< 0,8 (0/4)	< 1 (0/1)	< 0,8 (0/6)	n.a.
Lichens	2006	Flamanville, falaise de Quédoy	0,8 km S	< 0,3 (0/1)	6,2 ± 0,6 (1/1)	n.a	1,0 ± 0,2 (1/1)	0,7 ± 0,2 (1/1)	n.a	n.a	< 0,6 (0/1)	0,4 ± 0,2 (1/1)
	2007 à 2012	Flamanville, falaise de Quédoy	0,8 km S	< 0,34 (0/6)	2,96 - 8,93 (6/6)	< 0,38 (0/4)	0,64 - 2,60 (4/6)	n.d.	< 0,38 (0/4)	< 0,62 (0/1)	< 0,38 (0/6)	n.a.
Légumes (salades, carottes feuilles, carottes racines, choux feuilles, betteraves feuilles)	2006	Sortosville en Beaumont	12 km SSE	< 0,3 (0/3)	0,34 - 0,38 (2/3)	n.a	< 0,4 (0/3)	< 0,4 (0/3)	n.a	n.a	< 4 (0/1)	n.a.
	2006	Diélette ferme Magdeleine	2,5 km NE	< 0,5 (0/1)	0,6 ± 0,2 (1/1)	n.a	< 0,7 (0/1)	< 0,6 (0/1)	n.a	n.a	n.a.	n.a.
	2007 à 2012	Diélette ferme Magdeleine Siouville	2,5 km NE 2,5 km NE	< 0,2 (0/6)	0,22 - 0,30 (2/6)	< 0,4 (0/4)	< 0,32 (0/6)	n.d.	< 0,28 (0/4)	< 0,24 (0/1)	n.a.	n.a.
Céréales (maïs)	2006	Sortosville en Beaumont	18 km SE	< 0,07 (0/1)	< 0,06 (0/1)	n.a	< 0,09 (0/1)	< 0,1 (0/1)	n.a	n.a	n.a.	n.a.
	2006	Diélette ferme Magdeleine	2,5 km NE	< 0,2 (0/1)	< 0,09 (0/1)	n.a	< 0,2 (0/1)	< 0,2 (0/1)	n.a	n.a	n.a.	n.a.
Fruits (pommes)	2006	Sortosville en Beaumont	18 km SE	< 0,2 (0/1)	< 0,08 (0/1)	n.a	< 0,2 (0/1)	< 0,09 (0/1)	n.a	n.a	n.a.	n.a.
	2006	Diélette ferme Magdeleine	2,5 km NE	< 0,07 (0/1)	< 0,2 (0/1)	n.a	< 0,2 (0/1)	< 0,07 (0/1)	n.a	n.a	n.a.	n.a.
Boissons alcoolisées (cidre)	2006	Sortosville en Beaumont	18 km SE	< 0,0002 (0/1)	0,00010 ± 0,00005 (1/1)	n.a	< 0,0003 (0/1)	< 0,0003 (0/1)	n.a	n.a	n.a.	n.a.
	2006	Diélette ferme Magdeleine	2,5 km NE	< 0,00001 (0/1)	0,00015 ± 0,00005 (1/1)	n.a	< 0,00002 (0/1)	< 0,00002 (0/1)	n.a	n.a	n.a.	n.a.
Lait de vache	2006	Sortosville en Beaumont	18 km SE	< 0,02 (0/1)	0,017 ± 0,005 (1/1)	n.a	< 0,02 (0/1)	< 0,02 (0/1)	n.a	n.a	n.a.	< 0,2 (0/1)
	2006	Diélette ferme Magdeleine Vasteville	2,5 km NE 8,5 km NE	< 0,02 (0/2)	0,041 ± 0,007 (1/2)	n.a	< 0,02 (0/2)	< 0,02 (0/2)	n.a	n.a	< 0,7 (0/1)	< 0,2 (0/2)
	2007 à 2012	Diélette ferme Magdeleine Siouville	2,5 km NE 2,5 km NE	0,010 ± 0,002 (1/6)	0,013 - 0,039 (6/6)	< 0,01 (0/4)	< 0,01 (0/6)	n.d.	< 0,01 (0/4)	< 0,02 (0/1)	n.a.	n.a.
Eau douce (eau de boisson)	2006	Diélette ferme Magdeleine	2,5 km NE	< 0,0003 (0/1)	< 0,0005 (0/1)	n.a	< 0,0003 (0/1)	< 0,0002 (0/1)	n.a	n.a	n.a.	n.a.

n.a. : non analysé n.d. : non détecté  
 En couleur sont signalées les zones de prélèvement potentiellement influencées par les rejets d'effluents gazeux du CNPE de Flamanville  
 Espèces prélevées : mousses terrestres - *Eurhynchium praelongum Hedw.* ; lichens - *Romalina scopolorum dicks.* ; salades - Laitue *Lactuca sativa* ; carottes - *Daucus carota* ; céréales - *Zea mays* ; pommes - *Pirus malus* ; choux - *Brassica tuberosum*  
 Références : Deuxième Bilan radioécologique décennal du CNPE de Flamanville [2]; suivis radioécologiques de l'environnement terrestre de Flamanville (2007 à 2012) [3]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6

SECTION : -

TABLEAU : 4

PAGE : 1/1

STANDARD

**2.6 TAB 4 : ACTIVITÉS DES RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS BETA DES ÉCHANTILLONS COLLECTÉS DANS L'ENVIRONNEMENT TERRESTRE DU SITE DE FLAMANVILLE (2006-2012)**

Réf.	Nature	Espèce et fraction	Date de prélèvement	Station	Situation par rapport au site	<sup>3</sup> H libre (en Bq.L <sup>-1</sup> )	<sup>3</sup> H organique (en Bq.L <sup>-1</sup> d'eau de combustion)	<sup>14</sup> C (en Bq.kg <sup>-1</sup> de carbone)	<sup>90</sup> Sr (en Bq.kg <sup>-1</sup> sec pour les végétaux et en Bq.L <sup>-1</sup> pour l'eau, le lait et le cidre)	<sup>63</sup> Ni (en Bq.kg <sup>-1</sup> sec)
1	Soils non cultivés *	Sol de pâturage ou de prairie Horizon 0 - 5 cm	03/07/2006	Sortosville en Beaumont	18 km SE	1,2 ± 0,8	n.a.	250 ± 2	n.a.	< 0,6
1	Soils non cultivés *	Sol de pâturage ou de prairie Horizon 0 - 5 cm	07/09/2006	Diélette ferme Magdeleine	2,5 km NE	1,7 ± 0,9	n.a.	235 ± 2	n.a.	< 0,6
1	Soils non cultivés *	Sol de pâturage ou de prairie Horizon 0 - 5 cm	03/07/2006	Vasteville	8,5 km NE	1,8 ± 0,8	n.a.	247 ± 2	n.a.	< 0,7
1	Prairies	Herbe de prairie permanente (p. aériennes)	03/07/2006	Sortosville en Beaumont	18 km SE	2,6 ± 0,8	2,5 ± 0,7	244 ± 16	3,10 ± 0,34	n.a.
1	Prairies	Herbe de prairie permanente (p. aériennes)	03/07/2006	Diélette ferme Magdeleine	2,5 km NE	3,4 ± 0,9	3,1 ± 0,9	244 ± 16	1,22 ± 0,34	n.a.
1	Prairies	Herbe de prairie permanente (p. aériennes)	03/07/2006	Vasteville	8,5 km NE	2,6 ± 0,9	2,1 ± 0,6	244 ± 16	4,52 ± 0,50	n.a.
2	Prairies	Herbe de prairie permanente (p. aériennes)	11/07/2012	Siouville	2,5 km NE	n.a.	n.a.	234,5 ± 1,4	n.a.	n.a.
1	Végétaux spontanés	Lierre	29/06/2006	Sortosville en Beaumont	18 km SE	2,6 ± 0,8	2,2 ± 0,7	241 ± 18	n.a.	n.a.
1	Végétaux spontanés	Lierre	29/06/2006	Diélette ferme Magdeleine	2,5 km NE	4,4 ± 0,8	2,5 ± 0,6	253 ± 18	n.a.	n.a.
1	Végétaux spontanés	Lierre	29/06/2006	Vasteville	8,5 km NE	2,0 ± 0,8	2,6 ± 0,7	243 ± 18	n.a.	n.a.
1	Mousses terrestres	<i>Eurhynchium praelongum</i> (entier)	20/03/2006	Flamanville Château	1,4 km SE	n.a.	n.a.	n.a.	4,5 ± 0,8	n.a.
1	Mousses terrestres	<i>Eurhynchium praelongum</i> (entier)	20/03/2006	Le Pont Héland	6 km ENE	n.a.	n.a.	n.a.	13,5 ± 2,5	n.a.
1	Lichens	<i>Ramalina scopulorum</i> (entier)	23/03/2006	Flamanville falaise de Quédoy	0,8 km S	n.a.	n.a.	n.a.	0,42 ± 0,09	n.a.
1	Légumes	<i>Daucus carota</i> (racine)	13/09/2006	Surtainville	12 km SSE	1,5 ± 0,8	1,3 ± 0,6	245 ± 17	2,28 ± 0,35	n.a.
1	Pommiers	<i>Pirus malus</i> (fruit entier)	12/10/2006	Sortosville en Beaumont	18 km SE	0,9 ± 0,8	1,9 ± 0,7	242 ± 16	0,09 ± 0,02	n.a.
1	Pommiers	<i>Pirus malus</i> (fruit entier)	07/09/2006	Diélette ferme Magdeleine	2,5 km NE	1,9 ± 0,8	2,2 ± 0,7	244 ± 16	0,18 ± 0,05	n.a.
1	Boissons alcoolisées	Cidre (entier)	24/11/2006	Sortosville en Beaumont	18 km SE	n.a.	n.a.	n.a.	0,0055 ± 0,0051	n.a.
1	Boissons alcoolisées	Cidre (entier)	24/11/2006	Diélette ferme Magdeleine	2,5 km NE	n.a.	n.a.	n.a.	0,0046 ± 0,0019	n.a.
1	Production animale	Lait de vache (entier)	03/07/2006	Sortosville en Beaumont	18 km SE	1,2 ± 0,8	2,8 ± 0,6	244 ± 16	0,038 ± 0,010	n.a.
1	Production animale	Lait de vache (entier)	07/09/2006	Diélette ferme Magdeleine	2,5 km NE	1,9 ± 0,8	1,8 ± 0,6	244 ± 17	0,025 ± 0,009	n.a.
1	Production animale	Lait de vache (entier)	03/07/2006	Vasteville	8,5 km NE	1,9 ± 0,8	1,9 ± 0,6	240 ± 17	0,10 ± 0,02	n.a.
2	Production animale	Lait de vache (entier)	07/08/2007	Diélette ferme Magdeleine	2,5 km NE	1,7 ± 0,8	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.
2	Production animale	Lait de vache (entier)	06/08/2008	Siouville	2,5 km NE	1,4 ± 0,8	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.
2	Production animale	Lait de vache (entier)	09/07/2009	Siouville	2,5 km NE	1,6 ± 0,6	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.
2	Production animale	Lait de vache (entier)	10/06/2010	Siouville	2,5 km NE	1,1 ± 0,6	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.
2	Production animale	Lait de vache (entier)	18/07/2011	Siouville	2,5 km NE	1,0 ± 0,6	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.
2	Production animale	Lait de vache (entier)	11/07/2012	Siouville	2,5 km NE	1,3 ± 0,6	1,4 ± 0,7	n.a.	n.a.	n.a.
1	Eau douce	Eau de boisson (eau filtrée à 0,22 µm)	07/09/2006	Diélette ferme Magdeleine	2,5 km NE	< 1,5	n.a.	n.a.	< 0,016	n.a.
2	Eau douce	Eau de boisson (eau filtrée à 0,22 µm)	07/08/2007	Diélette ferme Magdeleine	2,5 km NE	< 2	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.
2	Eau douce	Eau de boisson (eau filtrée à 0,22 µm)	05/08/2008	Diélette ferme Magdeleine	2,5 km NE	< 2	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.
2	Eau douce	Eau de boisson (eau filtrée à 0,22 µm)	17/08/2009	Diélette ferme Magdeleine	2,5 km NE	1,0 ± 0,6	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.
2	Eau douce	Eau de boisson (eau filtrée à 0,22 µm)	30/08/2010	Siouville	2,5 km NE	0,9 ± 0,5	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.
2	Eau douce	Eau de boisson (eau filtrée à 0,22 µm)	18/07/2011	Siouville	2,5 km NE	< 0,6	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.
2	Eau douce	Eau de boisson (eau filtrée à 0,22 µm)	24/08/2012	Siouville	2,5 km NE	< 1,2	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.

n.a. : non analysé En couleur sont signalées les zones de prélèvement potentiellement influencées par les rejets d'effluents gazeux du CNPE de Flamanville

\* Mesure dans les sols réalisée par émanation d'<sup>3</sup>He

Références : 1- Deuxième Bilan radioécologique décennal du CNPE de Flamanville (2006) [2] 2- Suivis radioécologiques de l'environnement terrestre et marin du CNPE de Flamanville (2007 à 2012) [3]





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6      SECTION : -  
 TABLEAU : 5  
 PAGE : 1/1      STANDARD

2.6 TAB 5 : ACTIVITÉS DES RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS ALPHA DES ÉCHANTILLONS COLLECTÉS DANS L'ENVIRONNEMENT TERRESTRE DU SITE DE FLAMANVILLE (2006)

Nature	Espèce et fraction	Date de prélèvement	Station	Situation par rapport au site	<sup>238</sup> Pu	<sup>239+240</sup> Pu	<sup>241</sup> Am	<sup>244</sup> Cm	<sup>238</sup> Pu/ <sup>239+240</sup> Pu	<sup>241</sup> Am/ <sup>239+240</sup> Pu
					en mBq.kg <sup>-1</sup> sec pour les sols et les végétaux et en mBq.L <sup>-1</sup> pour le lait de vache					
Sols non cultivés	Sol de pâturage ou de prairie Horizon 0 - 5 cm	03/07/2006	Sortosville en Beaumont	18 km SE	6,9 ± 1,0	227,3 ± 8,2	88,2 ± 10,9	< 0,6	0,030 ± 0,005	0,39 ± 0,06
Sols non cultivés	Sol de pâturage ou de prairie Horizon 0 - 5 cm	07/09/2006	Dielette ferme Madeleine	2,5 km NE	12,1 ± 1,2	272,7 ± 10,0	106,4 ± 15,5	< 2,8	0,044 ± 0,006	0,39 ± 0,07
Sols non cultivés	Sol de pâturage ou de prairie Horizon 0 - 5 cm	03/07/2006	Vasteville	8,5 km NE	8,4 ± 1,0	252,7 ± 9,3	95,7 ± 11,2	0,46 ± 0,56	0,033 ± 0,005	0,38 ± 0,06
Prairies	Herbe de prairie permanente (p. aériennes)	03/07/2006	Sortosville en Beaumont	18 km SE	< 0,09	1,6 ± 0,3	1,8 ± 0,5	0,06 ± 0,06	-	1,17 ± 0,50
Prairies	Herbe de prairie permanente (p. aériennes)	05/07/2006	Dielette ferme Magdeleine	2,5 km NE	< 0,33	0,5 ± 0,3	1,2 ± 0,5	< 0,26	-	2,21
Prairies	Herbe de prairie permanente (p. aériennes)	03/07/2006	Vasteville	8,5 km NE	0,07 ± 0,07	2,2 ± 0,5	1,6 ± 0,4	0,15 ± 0,10	0,032	0,75 ± 0,32
Mousses terrestres	<i>Eurhynchium praelongum</i>	20/03/2006	Flamanville château	1,4 km SE	4,4 ± 0,5	103,1 ± 4,0	58,0 ± 5,3	1,00 ± 0,45	0,043 ± 0,007	0,56 ± 0,07
Mousses terrestres	<i>Eurhynchium praelongum</i>	23/03/2006	Le Pont Héland	6 km ENE	4,7 ± 1,1	92,9 ± 6,2	86,7 ± 7,4	2,73 ± 0,62	0,051 ± 0,015	0,93 ± 0,14
Lichens	<i>Ramalina scopulorum</i>	23/03/2006	Flamanville falaise de Quédoy	0,8 km S	43,3 ± 1,7	141,4 ± 5,3	393,1 ± 37,8	23,9 ± 2,49	0,306 ± 0,023	2,78 ± 0,37
Lait de vache	Entier	03/07/2006	Sortosville en Beaumont	18 km SE	< 0,011	0,007 ± 0,008	< 0,014	< 0,010	-	-
Lait de vache	Entier	05/07/2006	Dielette ferme Madeleine	2,5 km NE	< 0,025	0,016 ± 0,017	< 0,014	< 0,005	-	-
Lait de vache	Entier	03/07/2006	Vasteville	8,5 km NE	< 0,008	0,008 ± 0,007	0,009 ± 0,007	< 0,003	-	1,13

En couleur sont signalées les zones de prélèvement potentiellement influencées par les rejets d'effluents gazeux du CNPE de Flamanville

Référence : Deuxième Bilan radioécologique décennal du CNPE de Flamanville (2006) [2]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6 SECTION : -

TABLEAU : 6  
 PAGE : 1/1 STANDARD

**2.6 TAB 6 : ACTIVITÉS DES RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS OMEGA D'ORIGINE NATURELLE DES ÉCHANTILLONS COLLECTÉS DANS L'ENVIRONNEMENT MARIN DU SITE DE FLAMANVILLE (2006-2012)**

Nature	Année de prélèvement	Station	Situation par rapport au site	en Bq.kg <sup>-1</sup> sec pour les sédiments et les végétaux et en Bq.kg <sup>-1</sup> frais pour les poissons, mollusques et crustacés					
				<sup>40</sup> K	Famille de <sup>232</sup> Th		Famille de <sup>238</sup> U		<sup>7</sup> Be
					<sup>232</sup> Ac	<sup>234</sup> Th	<sup>234</sup> Pa	<sup>210</sup> Pb	
Sédiment	2006	Carteret Port	20 km SSO	270 ± 30 (1/1)	15 ± 2 (1/1)	n.a.	25 ± 8 (1/1)	n.a.	12 ± 2 (1/1)
	2007 à 2012	Carteret Port	20 km SSO	260 - 300 (6/6)	13 - 19 (6/6)	n.a.	13 - 35 (4/6)	n.a.	5,4 - 27,8 (6/6)
	2006	Goury Port	20 km NNE	460 ± 40 (1/1)	12 ± 2 (1/1)	n.a.	< 50 (0/1)	n.a.	< 6 (0/1)
	2006	Dielette Port Sciotot	3 km NE 3,5 km SE	170 - 350 (2/2)	4,5 - 21,0 (2/2)	n.a.	< 40 (0/2)	n.a.	< 7 (0/2)
	2007 à 2012	Dielette Port Sciotot	3 km NE 3,5 km SE	127 - 440 (12/12)	5,9 - 32,0 (14/14)	n.a.	14 - 21 (3/12)	n.a.	1,5 - 2,5 (2/12)
Algues brunes	2006	Carteret Port	20 km SSO	1 400 ± 200 (1/1)	8 ± 2 (1/1)	13 ± 2 (1/1)	n.a.	7 ± 2 (1/1)	20 ± 3 (1/1)
	2007 à 2012	Carteret Port Saint Georges La Rivière	20 km SSO 25 km S	1 200 - 1 700 (6/6)	7,7 - 12,0 (6/6)	7 - 17 (6/6)	n.a.	4,2 - 15,0 (5/6)	22,0 - 35,8 (6/6)
	2006	Goury Port	20 km NNE	1000 - 1500 (2/2)	4,7 - 5,4 (2/2)	11 - 14 (2/2)	n.a.	4 - 5 (2/2)	12 - 15 (2/2)
	2006	Dielette Port Sciotot	3 km NE 3,5 km SE	1 000 - 1 300 (3/3)	4,5 - 5,2 (3/3)	9 - 13 (3/3)	n.a.	6 - 8 (2/3)	9 - 33 (3/3)
	2007 à 2012	Dielette Port Sciotot Flamanville Digue Nord	3 km NE 3,5 km SE 0,5 km N	992 - 1 600 (17/17)	2,8 - 8,0 (17/17)	8,8 - 23,0 (17/17)	n.a.	2,7 - 9,0 (17/17)	16,5 - 35,0 (17/17)
Poissons (Sole, plie et vieille)	2006	Carteret Port	20 km SSO	114 - 119 (2/2)	< 0,2 (0/2)	< 0,6 (0/2)	n.a.	< 0,5 (0/2)	< 0,4 (0/2)
	2007 à 2012	Carteret Port Carteret au large	20 km SSO	99 - 300 (7/7)	< 0,08 (0/7)	< 0,14 (0/7)	n.a.	< 0,16 (0/7)	< 0,20 (0/7)
	2006	Flamanville au large	2 km E	102 - 120 (2/2)	< 0,2 (0/2)	< 0,6 (0/2)	n.a.	< 0,6 (0/2)	< 0,4 (0/2)
	2007 à 2012	Flamanville au large	2 km E	102 - 130 (12/12)	< 0,06 (0/12)	0,11 ± 0,06 (1/12)	n.a.	< 0,16 (0/12)	< 0,14 (0/12)
Mollusques (Pateles et bulot)	2006	Carteret Port	20 km SSO	53 ± 6 (1/1)	1,1 ± 0,2 (1/1)	1,6 ± 0,4 (1/1)	n.a.	1,9 ± 0,4 (1/1)	1,9 ± 0,3 (1/1)
	2007 à 2012	Carteret Port Carteret au large Saint Georges La Rivière	20 km SSO 20 km SSO 25 km S	40 - 127 (8/8)	0,36 - 1,29 (6/8)	0,26 - 2,52 (7/8)	n.a.	0,26 - 2,79 (8/8)	1,5 - 4,4 (6/8)
	2006	Goury Port	20 km NNE	51 ± 6 (1/1)	0,14 ± 0,05 (1/1)	1,4 ± 0,3 (1/1)	n.a.	1,5 ± 0,3 (1/1)	2,3 ± 0,3 (1/1)
	2006	Dielette Port Sciotot Flamanville au Large	3 km NE 3,5 km SE 2 km E	42 - 100 (3/3)	0,19 - 0,70 (2/3)	1,1 - 2,6 (2/3)	n.a.	3,2 - 5,2 (2/3)	7,3 - 12,0 (2/3)
	2007 à 2012	Dielette Port Sciotot Flamanville au Large	3 km NE 3,5 km SE 2 km E	35 - 110 (18/18)	0,21 - 0,86 (11/18)	0,25 - 2,90 (17/18)	n.a.	0,36 - 6,20 (17/18)	0,2 - 14,0 (15/18)
	2006	Carteret Port	20 km SSO	59 - 75 (2/2)	0,9 ± 0,3 (1/2)	< 3 (0/2)	n.a.	< 3 (0/2)	< 2 (0/2)
2007 à 2012	Carteret Port Carteret au large	20 km SSO	50 - 64 (6/6)	0,50 - 0,82 (6/6)	0,6 - 1,0 (3/6)	n.a.	0,45 - 0,50 (2/6)	< 0,59 (0/6)	
2006	Flamanville au Large	2 km E	80 - 84 (2/2)	0,9 ± 0,2 (1/2)	< 0,1 (0/1)	< 20 (0/1)	< 0,2 (0/1)	< 2 (0/2)	
2007 à 2012	Flamanville au large	2 km E	56 - 100 (12/12)	0,6 - 1,2 (5/12)	0,14 - 5,60 (4/12)	n.a.	1,9 ± 0,4 (1/12)	2,1 ± 0,5 (1/12)	

n.a. : non analysé

En bleu sont signalées les zones de prélèvement potentiellement influencées par les rejets d'effluents liquides du CNPE de Flamanville

En violet sont signalées les zones de prélèvement potentiellement influencées par les rejets d'effluents liquides du site AREVA La Hague

Espèces prélevées : algues - *Fucus vesiculosus*, *Fucus serratus* ; poissons - Sole *Solea solea*, Plie *Pleuronectes platessa*, Vieille *Labrus bergyllta* ; mollusques - Pateles *Patella species*, Bulot *Buccinum undatum* ; crustacés - Homard *Homarus vulgaris*, Tourteau *Cancer pagurus*

Références : Deuxième Bilan radioécologique décennal du CNPE de Flamanville [2]; suivis radioécologiques de l'environnement marin de Flamanville (2007 à 2012) [3]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6

SECTION : -

TABLEAU : 7

PAGE : 1/1

STANDARD

2.6 TAB 7 : ACTIVITÉS DES RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS OMEGA D'ORIGINE ARTIFICIELLE DES ÉCHANTILLONS COLLECTÉS DANS L'ENVIRONNEMENT MARIN DU SITE DE FLAMANVILLE (2006-2012)

Nature	Année de prélèvement	Station	Situation par rapport au site	en Bq.kg <sup>-1</sup> sec pour les sédiments et les végétaux, en Bq.kg <sup>-1</sup> frais pour les poissons, mollusques et crustacés											
				<sup>134</sup> Cs	<sup>137</sup> Cs	<sup>137</sup> Co	<sup>138</sup> Co	<sup>135</sup> Co	<sup>137m</sup> Ag	<sup>110m</sup> Ag	<sup>241</sup> Am	<sup>135</sup> Ru-Rh	<sup>134</sup> Mn	<sup>131</sup> I	<sup>132</sup> I
Sédiment	2006	Carteret Port	20 km SSO	< 0,4 (0/1)	<b>1,3 ± 0,2</b> (1/1)	<b>0,12 ± 0,07</b> (1/1)	< 0,6 (0/1)	<b>2,7 ± 0,4</b> (1/1)	n.d.	< 0,3 (0/1)	n.a.	< 3 (0/1)	< 0,3 (0/1)	n.a.	n.a.
	2007 à 2012	Carteret Port	20 km SSO	< 0,18 (0/7)	<b>0,31 - 1,42</b> (7/7)	< LD (0/2)	< 0,3 (0/5)	<b>0,8 - 2,6</b> (6/7)	n.d.	< 0,2 (0/7)	n.d.	< 19 (0/7)	< 0,80 (0/1)	n.a.	n.a.
	2006	Goury Port	20 km NNE	< 0,2 (0/1)	<b>1,2 ± 0,2</b> (1/1)	< 0,2 (0/1)	< 0,5 (0/1)	<b>2,5 ± 0,4</b> (1/1)	n.d.	< 0,5 (0/1)	n.a.	< 2 (0/1)	< 0,3 (0/1)	n.a.	n.a.
	2006	Dielette Port Sciôtot	3 km NE 3,5 km SE	< 0,4 (0/2)	<b>0,13 - 0,28</b> (2/2)	< 0,3 (0/2)	< 0,4 (0/2)	<b>0,17 ± 0,03</b> (1/2)	n.d.	< 0,3 (0/2)	n.a.	< 3 (0/2)	< 0,3 (0/2)	n.a.	n.a.
	2007 à 2012	Dielette Port Sciôtot	3 km NE 3,5 km SE	< 0,12 (0/11)	<b>0,13 - 0,48</b> (9/11)	< LD (0/4)	< 0,18 (0/7)	< 0,15 (0/11)	n.d.	< 0,17 (0/11)	n.d.	< 12 (0/11)	< 0,30 (0/2)	n.a.	n.a.
Algues brunes	2006	Carteret Port	20 km SSO	< 0,3 (0/1)	<b>0,4 ± 0,2</b> (1/1)	< 0,2 (0/1)	< 0,5 (1/1)	<b>0,9 ± 0,2</b> (1/1)	n.d.	< 0,4 (0/1)	< 0,3 (0/1)	< 3 (0/1)	< 0,7 (0/1)	< 2 (0/1)	<b>9 ± 2</b> (1/1)
	2007 à 2012	Carteret Port Saint Georges La Rivière	20 km SSO 25 km S	< 0,22 (0/6)	<b>0,13 - 0,60</b> (6/6)	n.d.	< 0,4 (0/4)	<b>0,54 - 1,90</b> (6/6)	n.d.	< 0,3 (0/6)	<b>0,3 ± 0,2</b> (1/6)	<b>2,9 ± 1,0</b> (1/6)	< 0,30 (0/1)	< 12 (0/6)	n.a.
	2006	Goury Port	20 km NNE	< 0,3 (0/2)	<b>0,28 - 0,30</b> (2/2)	< 0,2 (0/2)	< 0,4 (0/2)	<b>1,4 ± 0,3</b> (2/2)	n.d.	< 0,4 (0/2)	< 0,4 (0/2)	<b>3 ± 2</b> (2/2)	< 0,4 (0/2)	< 3 (0/2)	<b>4 - 48</b> (2/2)
	2006	Dielette Port Sciôtot	3 km NE 3,5 km SE	< 0,5 (0/3)	<b>0,30 - 0,33</b> (3/3)	< 0,2 (0/3)	< 0,7 (0/3)	<b>0,8 - 1,4</b> (3/3)	n.d.	< 0,6 (0/3)	< 0,5 (0/3)	<b>1,5 - 4,0</b> (3/3)	< 0,4 (0/3)	< 3 (0/3)	<b>20 - 25</b> (2/3)
	2007 à 2012	Dielette Port Sciôtot Flamanville Digue Nord	3 km NE 3,5 km SE 0,5 km N	< 0,18 (0/17)	<b>0,18 - 0,43</b> (17/17)	n.d.	< 0,29 (0/12)	<b>0,46 - 5,50</b> (17/17)	n.d.	< 0,22 (0/17)	<b>0,17 ± 0,10</b> (17/17)	<b>1,4 - 6,0</b> (6/17)	< 0,18 (0/3)	< 0,7 (0/17)	n.a.
Poissons (Sole, plie et vieille)	2006	Carteret Port	20 km SSO	< 0,03 (0/2)	<b>0,07 - 0,17</b> (2/2)	< 0,03 (0/2)	n.a.	< 0,04 (0/2)	n.d.	< 0,04 (0/2)	< 0,03 (0/2)	< 0,04 (0/2)	n.a.	n.a.	< 0,3 (0/2)
	2007 à 2012	Carteret Port Carteret au large	20 km SSO	< 0,02 (0/5)	<b>0,06 - 0,21</b> (7/7)	n.d.	< 0,03 (0/3)	< 0,02 (0/5)	n.d.	< 0,02 (0/5)	< 0,02 (0/5)	< 0,15 (0/5)	n.a.	n.a.	n.a.
	2006	Flamanville au large	2 km E	< 0,03 (0/2)	<b>0,09 - 0,29</b> (2/2)	<b>0,027 ± 0,005</b> (1/2)	n.a.	< 0,04 (0/2)	n.d.	< 0,04 (0/2)	<b>0,020 - 0,026</b> (2/2)	< 0,3 (0/2)	n.a.	n.a.	< 0,3 (0/2)
	2007 à 2012	Flamanville au large	2 km E	< 0,02 (0/11)	<b>0,08 - 0,30</b> (12/12)	n.d.	< 0,03 (0/7)	< 0,02 (0/11)	n.d.	< 0,02 (0/11)	< 0,02 (0/11)	< 0,14 (0/11)	n.a.	n.a.	n.a.
Mollusques (Patelles et bulot)	2006	Carteret Port	20 km SSO	< 0,04 (0/1)	< 0,05 (0/1)	< 0,02 (0/1)	< 0,04 (0/1)	<b>0,05 ± 0,02</b> (1/1)	n.d.	< 0,05 (0/1)	< 0,09 (0/1)	< 0,3 (0/1)	< 0,04 (0/1)	n.a.	n.a.
	2007 à 2012	Carteret Port Carteret au large Saint Georges La Rivière	20 km SSO 20 km SSO 25 km S	< 0,02 (0/8)	<b>0,02 - 0,07</b> (5/8)	n.d.	< 0,03 (0/6)	<b>0,03 - 0,09</b> (5/8)	<b>0,011 ± 0,006</b> (1/1)	< 0,03 (0/8)	<b>0,02 - 0,06</b> (5/8)	<b>0,2 ± 0,2</b> (1/8)	< 0,1 (0/2)	n.a.	n.a.
	2006	Goury Port	20 km NNE	< 0,03 (0/1)	<b>0,022 ± 0,008</b> (1/1)	< 0,02 (0/1)	< 0,04 (0/1)	<b>0,16 ± 0,03</b> (1/1)	n.d.	<b>0,03 ± 0,02</b> (1/1)	<b>0,02 ± 0,02</b> (1/1)	<b>1,0 ± 0,3</b> (1/1)	< 0,03 (0/1)	n.a.	n.a.
	2006	Dielette Port Sciôtot Flamanville au Large	3 km NE 3,5 km SE 2 km E	< 0,05 (0/3)	<b>0,035 - 0,040</b> (3/3)	< 0,04 (0/3)	< 0,07 (0/3)	<b>0,10 - 0,17</b> (3/3)	<b>0,02 ± 0,02</b> (1/3)	<b>0,019 - 0,040</b> (2/3)	< 0,08 (0/3)	<b>0,6 - 1,2</b> (3/3)	< 0,05 (0/3)	n.a.	< 0,5 (0/1)
	2007 à 2012	Dielette Port Sciôtot Flamanville au Large	3 km NE 3,5 km SE 2 km E	< 0,02 (0/18)	<b>0,010 - 0,040</b> (14/18)	n.d.	< 0,02 (0/12)	<b>0,03 - 0,24</b> (16/18)	<b>0,012 - 0,060</b> (9/9)	<b>0,019 - 0,027</b> (2/8)	<b>0,014 - 0,030</b> (4/18)	<b>0,18 - 1,30</b> (14/18)	< 0,08 (0/3)	n.a.	n.a.
Crustacés (Tourteau et homard)	2006	Carteret Port	20 km SSO	< 0,3 (0/2)	<b>0,040 ± 0,009</b> (1/2)	< 0,07 (0/2)	n.a.	<b>0,02 ± 0,02</b> (1/2)	n.d.	< 0,4 (0/2)	< 0,2 (0/2)	< 2 (0/2)	n.a.	n.a.	< 0,2 (0/1)
	2007 à 2012	Carteret Port Carteret au large	20 km SSO	< 0,06 (0/6)	<b>0,05 ± 0,03</b> (1/6)	n.d.	< 0,04 (0/5)	< 0,08 (0/6)	n.d.	< 0,09 (0/5)	< 0,06 (0/6)	< 0,3 (0/6)	< 0,14 (0/1)	n.a.	n.a.
	2006	Flamanville au Large	2 km E	< 0,07 (0/2)	<b>0,047 - 0,060</b> (2/2)	< 0,06 (0/2)	n.a.	<b>0,033 - 0,350</b> (2/2)	<b>0,007 - 0,060</b> (2/2)	< 0,1 (0/2)	<b>0,023 ± 0,004</b> (1/2)	<b>0,10 ± 0,04</b> (1/2)	n.a.	n.a.	< 0,1 (0/1)
	2007 à 2012	Flamanville au large	2 km E	< 0,02 (0/11)	<b>0,039 - 0,060</b> (6/11)	n.d.	< 0,03 (0/8)	<b>0,02 - 0,70</b> (8/11)	<b>0,014 - 0,040</b> (5/5)	< 0,02 (0/11)	<b>0,01 - 0,06</b> (4/11)	< 0,15 (0/12)	< 0,12 (0/2)	n.a.	n.a.

n.a. : non analysé LD : limite de détection n.d. : non détecté

En bleu sont signalées les zones de prélèvement potentiellement influencées par les rejets d'effluents liquides du CNPE de Flamanville  
 En violet sont signalées les zones de prélèvement potentiellement influencées par les rejets d'effluents liquides du site AREVA La Hague

**Espèces prélevées :** algues - *Fucus vesiculosus* ; *Fucus serratus* ; poissons - Sole *Solea solea* ; Plie *Pleuronectes platessa* ; Vieille *Labrus bergylla* ; mollusques - Patelles *Patella species* ; Bulot *Buccinum undatum* ; crustacés - Homard *Homarus vulgaris* ; Tourteau *Cancer pagurus*

Du fait de sa courte période physique, <sup>131</sup>I n'est mesuré que dans certains échantillons, à l'état frais.

**Références :** Deuxième Bilan radioécologique décennal du CNPE de Flamanville [2], suivis radioécologiques de l'environnement marin de Flamanville (2007 à 2012) [3]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6 SECTION : -  
 TABLEAU : 8  
 PAGE : 1/1 STANDARD

**2.6 TAB 8 : ACTIVITÉS DES RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS BETA DES ÉCHANTILLONS COLLECTÉS DANS L'ENVIRONNEMENT MARIN DU SITE DE FLAMANVILLE (2006-2012)**

Réf.	Nature	Espèce et fraction	Date de prélèvement	Station	Situation par rapport au site	<sup>3</sup> H libre (en Bq.L <sup>-1</sup> )	<sup>3</sup> H organique (en Bq.L <sup>-1</sup> d'eau de combustion)	<sup>14</sup> C (en Bq.kg <sup>-1</sup> de carbone)	<sup>90</sup> Sr (en Bq.kg <sup>-1</sup> sec pour les algues, en Bq.kg <sup>-1</sup> frais pour les poissons, les crustacés et les mollusques)	<sup>99</sup> Tc (en Bq.kg <sup>-1</sup> sec pour les végétaux, en Bq.kg <sup>-1</sup> frais pour les crustacés)	<sup>63</sup> Ni (en Bq.kg <sup>-1</sup> sec)
1	Sédiment *	Sédiment (entier)	16/03/2006	Carteret Port	20 km SSO	n.a.	5,26 ± 0,26	271,0 ± 1,7	n.a.	n.a.	< 0,7
1	Sédiment *	Sédiment (entier)	14/03/2006	Goury Port	20 km NNE	n.a.	11,49 ± 0,57	466,3 ± 2,3	n.a.	n.a.	1,6 ± 0,5
1	Sédiment	Sédiment (entier)	15/03/2006	Diélette Port	3 km NE	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.	< 0,6
1	Sédiment	Sédiment (entier)	15/03/2006	Sciotot	3,5 km SE	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.	1,2 ± 0,4
1	Algues brunes	<i>Fucus serratus</i> (entier)	16/03/2006	Carteret Port	20 km SSO	3,9 ± 0,8	5,0 ± 2,1	312 ± 19	0,43 ± 0,48	29,2 ± 4,5	n.a.
2	Algues brunes	<i>Fucus vesiculosus</i> (entier)	23/01/2007	Carteret Port	20 km SSO	0,8 ± 0,9	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.
1	Algues brunes	<i>Fucus vesiculosus</i> (entier)	14/03/2006	Goury Port	20 km NNE	10,7 ± 1,1	12,4 ± 0,8	502 ± 30	< 0,4	38,7 ± 4,2	n.a.
1	Algues brunes	<i>Fucus serratus</i> (entier)	14/03/2006	Goury Port	20 km NNE	11,3 ± 1,1	12,3 ± 0,8	516 ± 32	< 0,5	23,1 ± 3,0	n.a.
1	Algues brunes	<i>Fucus vesiculosus</i> (entier)	15/03/2006	Diélette Port	3 km NE	11,0 ± 1,0	11,2 ± 0,9	461 ± 27	0,20 ± 0,16	58,0 ± 5,6	n.a.
1	Algues brunes	<i>Fucus serratus</i> (entier)	15/03/2006	Diélette Port	3 km NE	9,5 ± 1,0	12,5 ± 0,9	456 ± 27	n.a.	28,2 ± 3,0	n.a.
1	Algues brunes	<i>Fucus serratus</i> (entier)	15/03/2006	Sciotot	3,5 km SE	8,1 ± 1,1	6,6 ± 1,6	299 ± 19	< 0,5	17,5 ± 2,0	n.a.
2	Algues brunes	<i>Fucus serratus</i> (entier)	22/01/2007	Diélette Port	3 km NE	5 ± 1	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.
2	Algues brunes	<i>Fucus serratus</i> (entier)	24/01/2007	Sciotot	3,5 km SE	9 ± 2	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.
1	Poissons	Plie <i>Pleuronectes platessa</i> (muscle)	19/06/2006	Carteret Port	20 km SSO	5,8 ± 0,9	8,6 ± 0,9	426 ± 27	< 0,02	n.a.	n.a.
1	Poissons	Vieille <i>Labrus bergylta</i> (muscle)	19/06/2006	Carteret Port	20 km SSO	6,9 ± 0,9	9,7 ± 1,9	396 ± 24	< 0,04	n.a.	n.a.
2	Poissons	Plie <i>Pleuronectes platessa</i> (muscle)	27/05/2008	Carteret Port	20 km SSO	3,3 ± 0,8	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.
2	Poissons	Plie <i>Pleuronectes platessa</i> (chair)	03/05/2009	Carteret Port	20 km SSO	3,8 ± 0,7	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.
2	Poissons	Plie <i>Pleuronectes platessa</i> (muscle)	19/05/2010	Carteret au large	20 km SSO	7,0 ± 0,8	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.
1	Poissons	Sole <i>Solea solea</i> (muscle)	26/04/2006	Flamanville au large	2 km E	13,5 ± 1,2	13,8 ± 1,5	533 ± 31	< 0,03	n.a.	n.a.
1	Poissons	Vieille <i>Labrus bergylta</i> (muscle)	26/04/2006	Flamanville au large	2 km E	14,0 ± 1,2	13,3 ± 2,0	535 ± 32	< 0,05	n.a.	n.a.
2	Poissons	Sole <i>Solea solea</i> (muscle)	15/04/2008	Flamanville au large	2 km E	7,4 ± 0,9	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.
2	Poissons	Sole <i>Solea solea</i> (chair)	15/04/2009	Flamanville au large	2 km E	9,1 ± 0,9	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.
2	Poissons	Vieille <i>Labrus bergylta</i> (chair)	15/04/2009	Flamanville au large	2 km E	22,0 ± 1,2	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.
2	Poissons	Sole <i>Solea solea</i> (muscle)	15/05/2010	Flamanville au large	2 km E	23,9 ± 1,1	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.
1	Mollusques	Patelles <i>Patella species</i> (chair)	30/03/2006	Carteret Port	20 km SSO	4,0 ± 0,8	4,2 ± 2,0	307 ± 20	< 0,05	n.a.	n.a.
2	Mollusques	Patelles <i>Patella species</i> (chair)	21/02/2011	Saint Georges La Rivière	25 km S	2,2 ± 0,6	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.
2	Mollusques	Patelles <i>Patella species</i> (chair)	23/02/2012	Saint Georges La Rivière	25 km S	2,3 ± 0,8	2,3 ± 1,4	286,7 ± 2,0	n.a.	n.a.	n.a.
1	Mollusques	Patelles <i>Patella species</i> (chair)	27/03/2006	Goury Port	20 km NNE	16,1 ± 1,3	13,1 ± 0,9	529 ± 31	< 0,05	n.a.	n.a.
1	Mollusques	Bulot <i>Buccinum undatum</i> (chair)	26/04/2006	Flamanville au large	2 km E	5,1 ± 0,9	9,5 ± 0,7	522 ± 31	< 0,04	n.a.	n.a.
1	Mollusques	Patelles <i>Patella species</i> (chair)	15/03/2006	Diélette Port	3 km NE	17,4 ± 1,2	14,2 ± 2,7	446 ± 27	< 0,04	n.a.	n.a.
1	Mollusques	Patelles <i>Patella species</i> (chair)	31/03/2006	Sciotot	3,5 km SE	n.a.	n.a.	n.a.	0,03 ± 0,04	n.a.	n.a.
2	Mollusques	Patelles <i>Patella species</i> (chair)	23/02/2011	Diélette Port	3 km NE	11,2 ± 0,9	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.
2	Mollusques	Patelles <i>Patella species</i> (chair)	07/02/2012	Diélette Port	3 km NE	14,7 ± 1,0	8,8 ± 1,0	482,2 ± 2,7	n.a.	n.a.	n.a.
1	Crustacés	Homard <i>Homarus vulgaris</i> (chair)	23/05/2006	Carteret Port	20 km SSO	10,8 ± 1,0	8,3 ± 0,7	374 ± 24	< 0,03	0,7 ± 0,2	n.a.
1	Crustacés	Homard <i>Homarus vulgaris</i> (chair)	26/04/2006	Flamanville au large	2 km E	10,1 ± 1,1	9,1 ± 0,8	453 ± 28	< 0,03	0,6 ± 0,2	n.a.

n.a. : non analysé

\* Mesure dans les sédiments réalisée par émanation d<sup>3</sup>He

En bleu sont signalées les zones de prélèvement potentiellement influencées par les rejets d'effluents liquides du CNPE de Flamanville

En violet sont signalées les zones de prélèvement potentiellement influencées par les rejets d'effluents liquides du site AREVA La Hague

Références 1- Deuxième Bilan radio-écologique décennal du CNPE de Flamanville (2006) [2] 2- Suivis radio-écologiques de l'environnement terrestre et marin du CNPE de Flamanville (2007 à 2012) [3]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.6 SECTION : -

TABLEAU : 9  
PAGE : 1/1 STANDARD

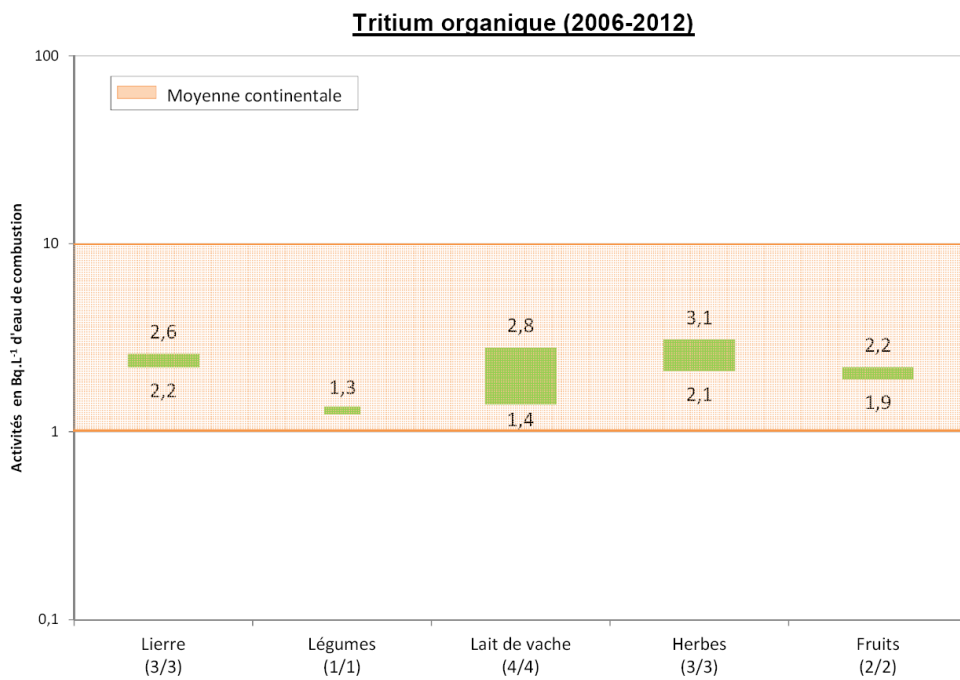
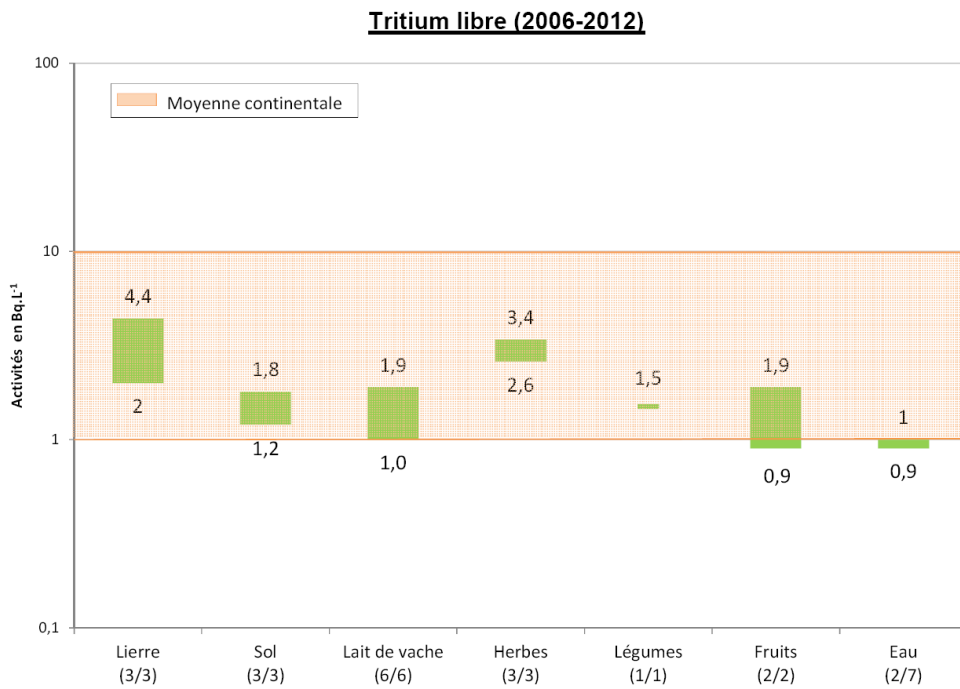
2.6 TAB 9 : ACTIVITÉS DES RADIONUCLÉIDES ÉMETTEURS ALPHA DES ÉCHANTILLONS COLLECTÉS DANS L'ENVIRONNEMENT MARIN DU SITE DE FLAMANVILLE (2006)

Nature	Espèce et fraction	Date de prélèvement	Station	Situation par rapport au site	<sup>238</sup> Pu	<sup>239+240</sup> Pu	<sup>241</sup> Am	<sup>244</sup> Cm		
					en mBq.kg <sup>-1</sup> sec pour les sédiments et les algues brunes				<sup>238</sup> Pu/ <sup>239+240</sup> Pu	<sup>241</sup> Am/ <sup>239+240</sup> Pu
					en mBq.kg <sup>-1</sup> frais pour les poissons, les mollusques et les crustacés					
Sédiment	Sédiment	16/03/2006	Carteret Port	20 km SSO	213 ± 9	621 ± 21	1 084 ± 86	79 ± 9	0,34 ± 0,03	1,75 ± 0,20
Sédiment	Sédiment	14/03/2006	Goury Port	20 km NNE	173 ± 8	302 ± 12	646 ± 49	72 ± 8	0,59 ± 0,05	2,14 ± 0,25
Sédiment	Sédiment	15/03/2006	Diélette Port	3 km NE	128 ± 7	313 ± 13	525 ± 50	45 ± 6	0,41 ± 0,04	1,68 ± 0,23
Sédiment	Sédiment	15/03/2006	Sciotot	35 km SE	83 ± 5	198 ± 9	325 ± 24	34 ± 4	0,42 ± 0,04	1,64 ± 0,20
Algues brunes	<i>Fucus serratus</i> (entier)	16/03/2006	Carteret Port	20 km SSO	46,2 ± 3,3	129,8 ± 6,3	54,3 ± 5,0	5,3 ± 1,3	0,36 ± 0,04	0,42 ± 0,06
Algues brunes	<i>Fucus vesiculosus</i> (entier)	14/03/2006	Goury Port	20 km NNE	70,8 ± 4,5	117,7 ± 6,3	62,8 ± 5,0	11,4 ± 1,6	0,60 ± 0,07	0,53 ± 0,07
Algues brunes	<i>Fucus serratus</i> (entier)	14/03/2006	Goury Port	20 km NNE	57,8 ± 4,1	117,5 ± 6,7	76,5 ± 5,9	11,9 ± 1,5	0,49 ± 0,06	0,65 ± 0,09
Algues brunes	<i>Fucus vesiculosus</i> (entier)	15/03/2006	Diélette Port	3 km NE	59 ± 4	113 ± 6	42 ± 4	6,4 ± 1,3	0,52 ± 0,06	0,37 ± 0,06
Algues brunes	<i>Fucus serratus</i> (entier)	15/03/2006	Sciotot	35 km SE	65,1 ± 3,5	119,2 ± 5,0	60,5 ± 4,8	10,4 ± 1,3	0,55 ± 0,04	0,51 ± 0,06
Poissons	Plie <i>Pleuronectes platessa</i> (muscle)	19/06/2006	Carteret Port	20 km SSO	0,04 ± 0,01	0,09 ± 0,02	0,31 ± 0,04	0,05 ± 0,01	0,44 ± 0,21	3,44 ± 1,21
Poissons	Plie <i>Pleuronectes platessa</i> (muscle)	19/06/2006	Carteret Port	20 km SSO	0,17 ± 0,03	0,29 ± 0,04	0,70 ± 0,10	0,09 ± 0,03	0,59 ± 0,18	2,41 ± 0,68
Poissons	Sole <i>Solea solea</i> (muscle)	26/04/2006	Flamanville au large	2 km E	0,22 ± 0,08	0,07 ± 0,05	14,49 ± 1,15	0,26 ± 0,05	3,14	207
Poissons	Vieille <i>Labrus bergylta</i> (muscle)	26/04/2006	Flamanville au large	2 km E	0,63 ± 0,12	0,17 ± 0,06	22,62 ± 1,58	0,36 ± 0,06	3,71	133
Mollusques	Patelles <i>Patella species</i> (chair)	30/03/2006	Carteret Port	20 km SSO	3,73 ± 0,30	12,54 ± 0,60	18,87 ± 1,34	1,54 ± 0,20	0,30 ± 0,04	1,50 ± 0,18
Mollusques	Patelles <i>Patella species</i> (chair)	27/03/2006	Goury Port	20 km NNE	4,82 ± 0,34	8,51 ± 0,48	16,41 ± 1,37	2,63 ± 0,27	0,57 ± 0,07	1,93 ± 0,27
Mollusques	Patelles <i>Patella species</i> (chair)	28/03/2006	Diélette Port	3 km NE	2,66 ± 0,21	8,93 ± 0,43	13,43 ± 0,96	1,10 ± 0,14	0,30 ± 0,04	1,5 ± 0,18
Mollusques	Patelles <i>Patella species</i> (chair)	31/03/2006	Sciotot	35 km SE	7,16 ± 0,40	10,31 ± 0,62	28,99 ± 2,20	3,82 ± 0,33	0,69 ± 0,08	2,81 ± 0,38
Mollusques	Bulot <i>Buccinum undatum</i> (chair)	26/04/2006	Flamanville au large	2 km E	2,36 ± 0,18	3,82 ± 0,23	10,00 ± 0,73	1,60 ± 0,18	0,62 ± 0,08	2,62 ± 0,35
Crustacés	Homard <i>Homarus vulgaris</i> (chair)	23/05/2006	Carteret Port	20 km SSO	0,16 ± 0,04	0,48 ± 0,07	3,47 ± 0,30	0,32 ± 0,05	0,33 ± 0,13	7,23 ± 1,68
Crustacés	Homard <i>Homarus vulgaris</i> (chair)	26/04/2006	Flamanville au large	2 km E	0,33 ± 0,04	0,46 ± 0,05	21,47 ± 1,60	1,74 ± 0,18	0,72 ± 0,16	46,67 ± 8,55

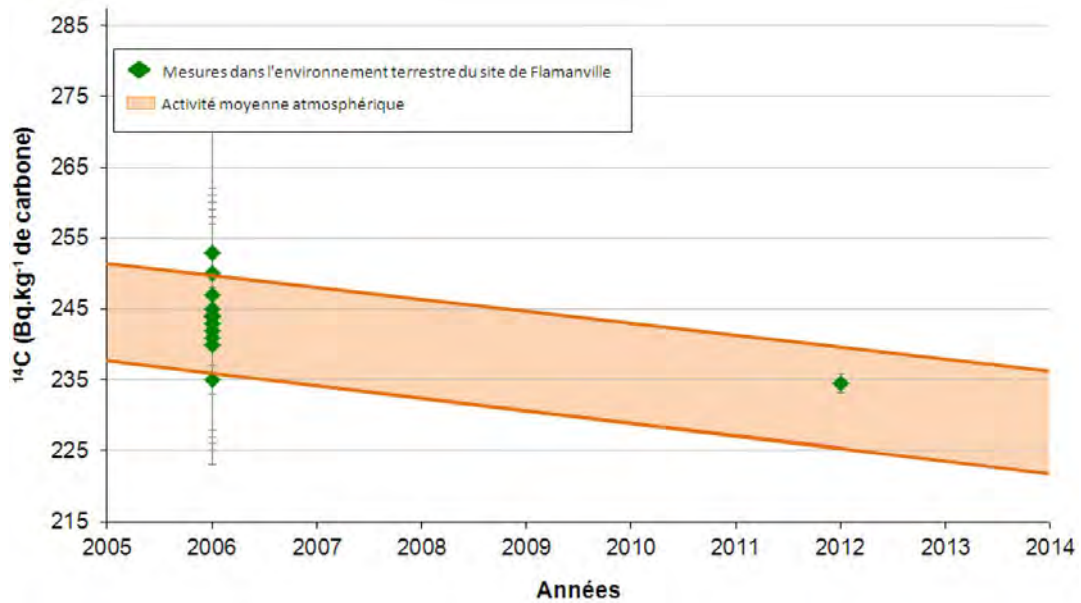
En bleu sont signalées les zones de prélèvement potentiellement influencées par les rejets d'effluents liquides du CNPE de Flamanville  
En violet sont signalées les zones de prélèvement potentiellement influencées par les rejets d'effluents liquides du site AREVA La Hague

Référence : Deuxième Bilan radioécologique décennal du CNPE de Flamanville (2006) [2]

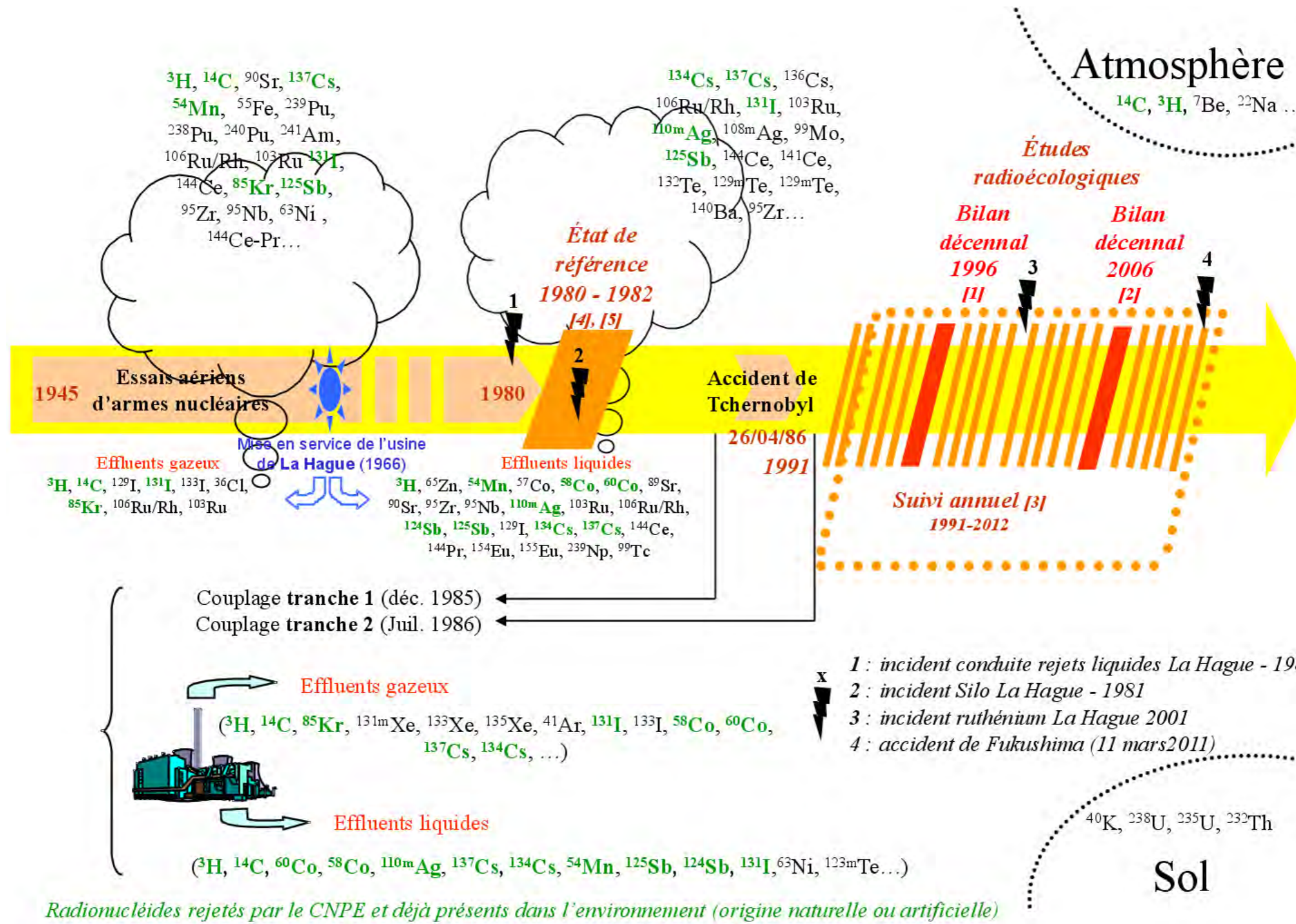
**2.6 FIG 1 : ACTIVITE SPECIFIQUE DU <sup>3</sup>H LIBRE ET ORGANIQUE DANS L'ECOSYSTEME TERRESTRE DU SITE (PERIODE 2006-2012)**



**2.6 FIG 2 : ACTIVITE SPECIFIQUE DE  $^{14}\text{C}$  DANS L'ENVIRONNEMENT TERRESTRE DE FLAMANVILLE ET MOYENNE ATMOSPHERIQUE (2006 ET 2012)**

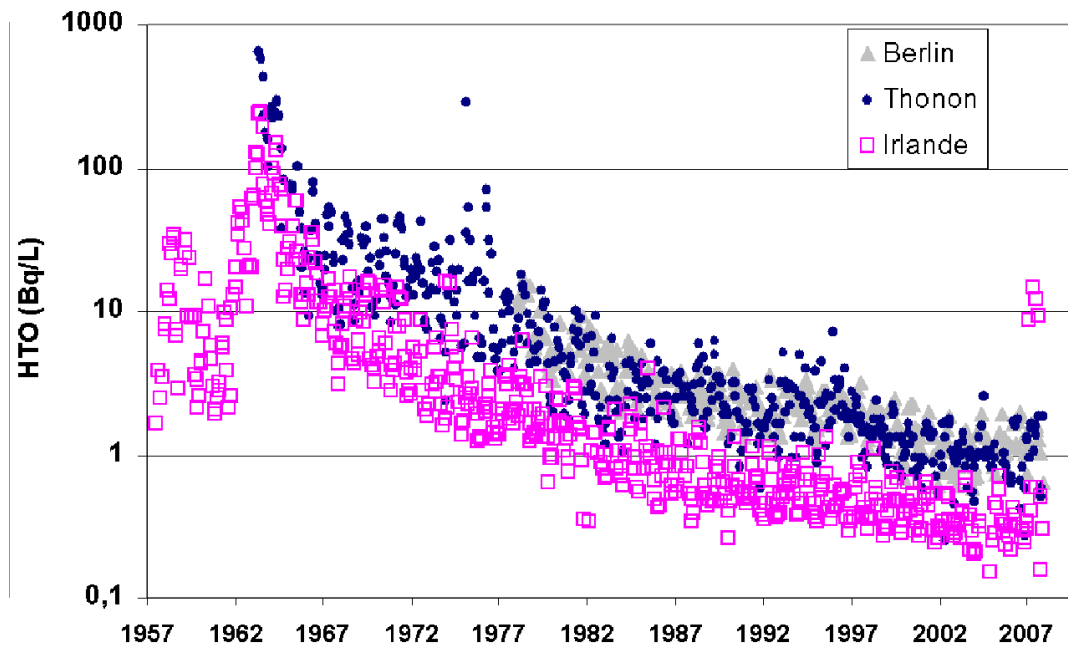


2.6 FIG 3 : ORIGINE DE LA RADIOACTIVITÉ DANS L'ENVIRONNEMENT DU SITE DE FLAMANVILLE



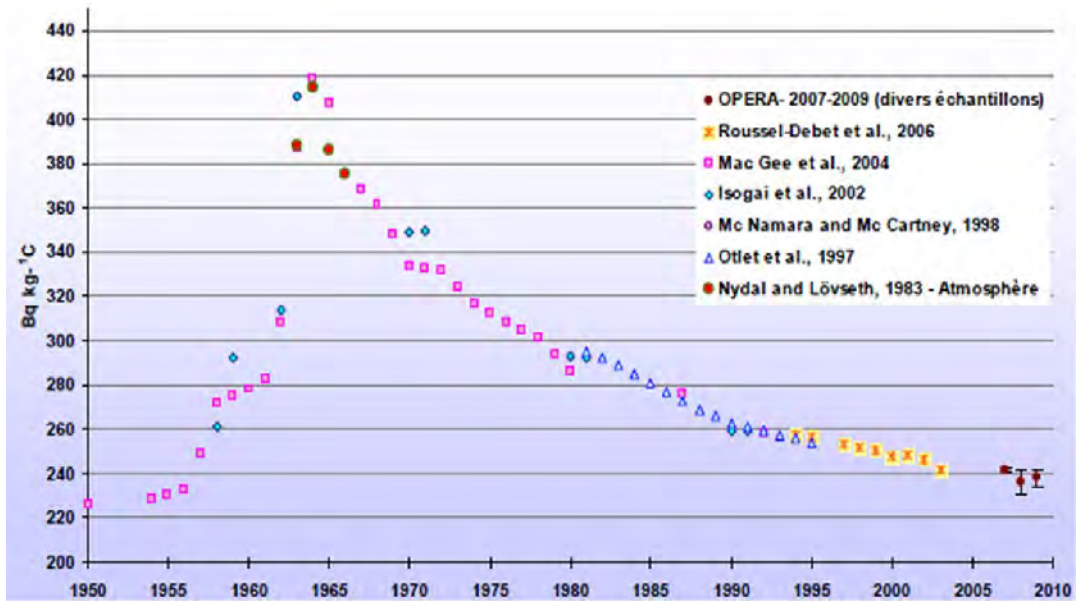


2.6 FIG 4 : ÉVOLUTION DE L'ACTIVITÉ EN TRITIUM ( $^3\text{H}$ ) DANS LES EAUX DE PLUIE DE 1957 À 2008

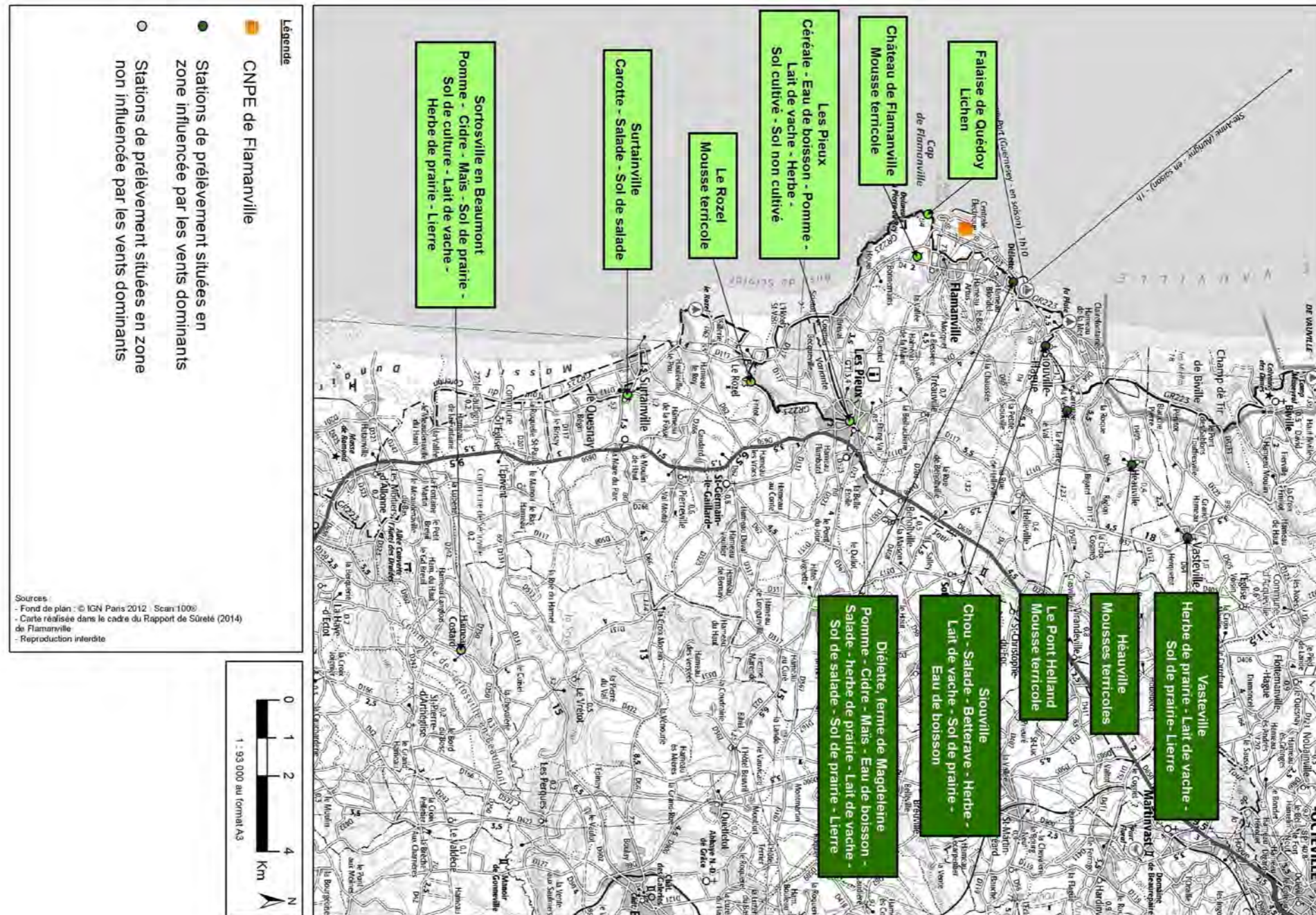


2.6 FIG 5 : ACTIVITÉ SPÉCIFIQUE DU CARBONE 14 ( $^{14}\text{C}$ ) DANS LA BIOSPHERE DE 1950 À

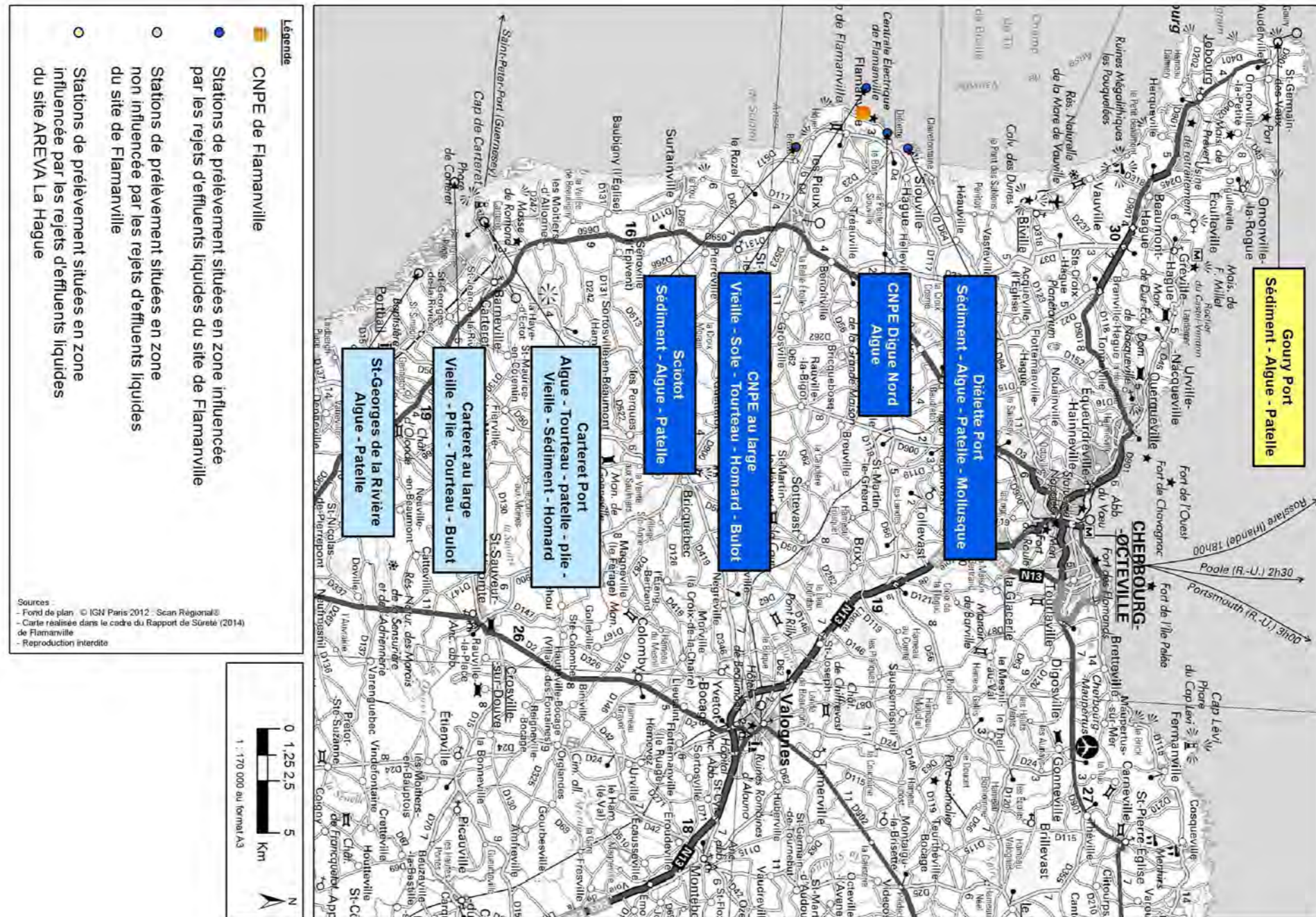
2009



**2.6 FIG 6 : LOCALISATION DES STATIONS DE PRÉLÈVEMENT DANS L'ENVIRONNEMENT TERRESTRE DU SITE DE FLAMANVILLE**



**2.6 FIG 7 : LOCALISATION DES STATIONS DE PRÉLÈVEMENT DANS L'ENVIRONNEMENT MARIN DU SITE DE FLAMANVILLE**





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.7

SECTION : -

PAGE : 1/10

FLAMANVILLE

## SOMMAIRE

<b>2.7. ÉCONOMIE RURALE ET ACTIVITÉS ANNEXES .....</b>	<b>3</b>
<b>1. AGRICULTURE.....</b>	<b>3</b>
<b>1.1. AGRICULTURE ET ÉLEVAGE DANS UN RAYON DE 50 KM AUTOUR DU SITE DE FLAMANVILLE.....</b>	<b>3</b>
<b>1.2. CULTURE DANS UN RAYON DE 10 KM AUTOUR DU SITE DE FLAMANVILLE</b>	<b>3</b>
<b>1.3. ÉLEVAGE DANS UN RAYON DE 10 KM AUTOUR DU SITE DE FLAMANVILLE</b>	<b>4</b>
<b>2. AUTRES ACTIVITÉS DE LOISIRS.....</b>	<b>4</b>
<b>2.1. LA PÊCHE .....</b>	<b>4</b>
<b>2.1.1. LA PÊCHE EN RIVIÈRE.....</b>	<b>4</b>
<b>2.1.2. LA PÊCHE EN MER.....</b>	<b>5</b>
<b>2.1.3. AQUACULTURE ET CONCHYLICULTURE .....</b>	<b>7</b>
<b>2.2. LA CHASSE.....</b>	<b>8</b>
<b>2.3. AUTRES ACTIVITÉS DE LOISIRS .....</b>	<b>8</b>
<b>LISTE DES RÉFÉRENCES .....</b>	<b>10</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.7

SECTION : -

PAGE : 2/10

FLAMANVILLE

**TABLEAUX :**

2.7 TAB 1 CARACTÉRISTIQUES DE L'AGRICULTURE DANS LE DEPARTEMENT DE LA MANCHE

2.7 TAB 2 PRINCIPALES CULTURES DANS LES COMMUNES SITUEES DANS UN RAYON DE 10 KM ATOUR DU SITE DE FLAMANVILLE

2.7 TAB 3 CHEPTEL VIF DANS LES COMMUNES SITUÉES DANS UN RAYON DE 10 KM ATOUR DU SITE DE FLAMANVILLE

2.7 TAB 4 NOMBRE DE PERMIS DE PÊCHE DÉLIVRÉS EN 2008 PAR LES DEUX AAPPMA DONT DÉPENDENT LES COMMUNES SITUÉES DANS UN RAYON DE 10 KM ATOUR DU SITE DE FLAMANVILLE

2.7 TAB 5 NOMBRE DE NAVIRES DANS LES PRINCIPAUX PORTS DE LA COTE NORD-OUEST DU COTENTIN EN 2008

2.7 TAB 6 CLASSEMENT DES ESPECES DEBARQUEES DANS LE PORT DE CHERBOURG EN 2012



## **2.7. ÉCONOMIE RURALE ET ACTIVITÉS ANNEXES**

### **1. AGRICULTURE**

L'étude de l'agriculture porte sur un périmètre de rayon 50 km autour du site de Flamanville puis s'attarde plus particulièrement au périmètre local de rayon 10 km.

Les chiffres présentés dans les paragraphes suivants sont issus des derniers Recensements Généraux Agricoles (RGA) de 2000 et de 2010 diffusés par L'AGRESTE<sup>1</sup>.

#### **1.1. AGRICULTURE ET ÉLEVAGE DANS UN RAYON DE 50 KM AUTOUR DU SITE DE FLAMANVILLE**

Seul le département de la Manche, appartenant à la région de la Basse-Normandie, se trouve dans un rayon de 50 km autour du site de Flamanville.

En 2010, la région Basse-Normandie comptait 23900 exploitations, soit environ 4,9% des exploitations françaises.

Le département de la Manche possède 47,4% des exploitations de la région.

Le tableau 2.7 TAB 1 présente la répartition et l'évolution des exploitations et de la Surface Agricole Utile (SAU) pour le département de la Manche.

Dans le département de la Manche, près de 39,4% de la SAU en 2010 correspond à des exploitations de superficie supérieure ou égale à 100 ha contre 16,4% en 2000. Au vu de la forte diminution du nombre d'exploitations et de la faible variation de la SAU entre les deux derniers recensements agricoles (voir tableau 2.7 TAB 1), on peut donc conclure que la taille des exploitations a fortement augmenté.

En 2010, les exploitations du département sont principalement tournées vers l'élevage de bovins à lait (30,2%), de bovins à viande (18,5%) et l'élevage d'ovins, de caprins et autres herbivores (23,4%).

Entre 2000 et 2010, le nombre total de bovins sur le département est resté quasiment stable (-1,2%). A noter une légère diminution des vaches laitières (-9,3%) et des vaches nourrices (-4,2%).

#### **1.2. CULTURE DANS UN RAYON DE 10 KM AUTOUR DU SITE DE FLAMANVILLE**

Les productions agricoles des communes situées dans un rayon de 10 km du site sont indiquées dans le tableau 2.7 TAB 2.

1. L'AGRESTE est l'entité du Ministère de l'Alimentation, de l'Agriculture et de la Pêche chargée de la statistique agricole.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.7

SECTION : -

PAGE : 4/10

FLAMANVILLE

Les cultures fourragères sont prédominantes par rapport aux cultures céréalières dans toutes les communes situées dans un rayon de 10 km autour du site. La principale culture rencontrée est le maïs fourrage et ensilage.

### **1.3. ÉLEVAGE DANS UN RAYON DE 10 KM AUTOUR DU SITE DE FLAMANVILLE**

La tableau 2.7 TAB 3 donne l'effectif des différents cheptels dans un rayon de 10 km autour du site de Flamanville.

Dans la mesure des données communiquées (certaines données sont non transmises en raison du « secret statistique »), l'élevage de porcins et l'élevage de vaches laitières (environ 29% du nombre total de bovins) apparaissent comme les productions animales dominantes sur les communes situées dans un rayon de 10 km autour du site.

## **2. AUTRES ACTIVITÉS DE LOISIRS**

La pêche et la chasse sont traitées au niveau départemental (rayon de 50 km), puis au niveau local (rayon de 10 km). Les autres activités de loisirs, notamment les zones de baignades, sont identifiées dans un périmètre proche du site (rayon de 10 km).

### **2.1. LA PÊCHE**

#### **2.1.1. La pêche en rivière**

Les informations concernant la pêche en rivière pour le département de la Manche proviennent de la fédération départementale de pêche de la Manche.

Ainsi, en 2012, 13692 permis de pêche ont été distribués sur l'ensemble du département.

Les principales espèces pêchées sur le département sont : le saumon, l'anguille, le brochet, la truite, le vairon, l'aloise, la lamproie, la carpe, la tanche, la brème, le gardon, la perche ou encore le rotengle.

Les communes situées dans un rayon de 10 km autour du site de Flamanville dépendent de deux Associations Agréées de Pêche et de Protection du Milieu Aquatique (AAPPMA) :

- AAPPMA « la truite de la Scye », basée sur la commune de Barneville-Carteret, à 18,8 km au sud-est du site ;
- AAPPMA « la truite cherbourgeoise », basée sur la commune de Tourlaville, à 25 km au nord-est du site.

Le nombre de permis délivré par commune n'est pas actualisé chaque année, ainsi les données les plus récentes présentées dans le tableau 2.7 TAB 4 datent de 2008.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.7

SECTION : -

PAGE : 5/10

FLAMANVILLE

## 2.1.2. La pêche en mer

### 2.1.2.1. Généralités pour le Cotentin [1]

De la production à la transformation, en passant par la commercialisation, la filière des produits de la mer dans le Cotentin occupe un poids important dans l'économie locale. Si le nombre de salariés est difficile à évaluer (diversité des activités et des régimes sociaux), on estime à environ 750 emplois directs et près de 700 équivalent temps plein qui seraient concernés par ces activités.

Confrontée aux problématiques de gestion de la ressource et à l'augmentation des prix du carburant, la filière pêche a perdu 6 unités hauturières en 6 ans diminuant la production et les apports au centre de marée de Cherbourg, -37,5% entre 2000 et 2011.

Entre 1990 et 2009, les captures de la pêche fraîche ont diminué d'environ 42%. Les effectifs des marins et des navires ont également baissé de près de moitié en 20 ans.

Le Cotentin compte une halle à marée, le centre de marée situé à Cherbourg, qui gère deux centres de débarque à Barfleur et à Barneville-Carteret (ouverture à l'automne 2012).

En 2011, le centre de marée de Cherbourg occupe le 15<sup>ème</sup> rang national en termes de quantités vendues et le 17<sup>ème</sup> en termes de valeur.

L'évolution du tonnage entre 2000 et 2011 est négative ; 5278 tonnes ont été vendues en 2011 contre 8443 en 2000, soit une baisse de 37,5%.

En tonnage les 5 espèces phares du Cotentin sont des poissons relativement communs comme le tacaud, la roussette, le merlan, le grondin rouge et la seiche.

En 2011, le Cotentin compte 147 navires actifs à la pêche dont plus de 70% sont répartis sur les principaux ports d'exploitation que sont Cherbourg, Barfleur, Saint-Vaast La Hougue et Barneville-Carteret.

80% de la flotte du Cotentin est composé de navires ne dépassant pas les 12 mètres.

Les données de l'Ifremer calculent le nombre d'Equivalent Temps Plein (ETP) évalué à partir du nombre moyen de marins présents à bord de chaque navire au cours de l'année. En 2010, le Cotentin a compté 384 ETP dont 60% étaient employé sur des navires côtiers, 32% sur des navires mixtes et 9% pour la pêche au large. Près d'un tiers des emplois sont localisés sur le port de Saint-Vaast La Hougue, suivent les ports de Cherbourg, Barfleur et Barneville-Carteret.

Si les évolutions d'emploi ne sont pas connues sur le Cotentin, l'analyse des chiffres nationaux ou régionaux permet de situer les tendances du secteur. Entre 1997 et 2008, les effectifs ont chuté de 26,9% en France métropolitaine.

En Basse-Normandie, la baisse du nombre de marins pêcheurs est estimée à 12,7% entre 2007 et 2010, soit une perte d'environ 300 emplois.

Selon les cahiers de FranceAgriMer [2], la Basse-Normandie représente la deuxième région de la façade atlantique en termes de vente avec 101 millions d'euros. Par contre, elle se situe seulement au 4<sup>ème</sup> rang en terme d'emploi avec 2000 emplois de marins pêcheurs embarqués sur les navires français en 2011.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.7

SECTION : -

PAGE : 6/10

FLAMANVILLE

### 2.1.2.2. Le port et la criée de Cherbourg

Cherbourg est la criée la plus proche du site de Flamanville, à environ 22 km au nord-est.

Le tonnage débarqué en 2010<sup>2</sup> est de 9025 tonnes (8<sup>ème</sup> rang des criées), ce qui représente une valeur de 21,28 millions d'euros (11<sup>ème</sup> rang des criées) pour un prix moyen de vente de 2,36 euros/kg (26<sup>ème</sup> rang des criées).

D'après les données de la Chambre de Commerce et de l'Industrie de Cherbourg-Cotentin, les principales espèces débarquées en 2012 (détail par espèces) sont présentées dans le tableau 2.7 TAB 6.

### 2.1.2.3. Pêche professionnelle de la côte nord-ouest du Cotentin

Du nord vers le sud (de l'anse de Vauville à l'anse de Sciottot), on observe des activités de pêche aux engins dormants (casiers à crustacés, casier à bulots, casiers à seiches) sur les fonds rocheux, vers la côte. La pêche au filet est également pratiquée. Sur les fonds sableux, les professionnels (bateaux de Carteret et quelques unités de Granville et de Barfleur) pratiquent les arts traïnants (drague à coquilles St Jacques, chalut pour poissons plats).

A proximité du site, on observe des secteurs de pêche aux casiers, entre le port de Diélette et les vestiges de l'ancien Wharf, ainsi que sur les têtes de roche (Les Grifaudières) proches de la digue de protection sud du site. Devant la centrale, on observe régulièrement des bateaux de Diélette pratiquant la pêche à la ligne (pêche des bars).

#### Port de Diélette

Il n'y a pas de criée au port de Diélette. Les pêcheurs sont des pêcheurs privés qui revendent à des particuliers ou des restaurants. Le surplus de la pêche est vendu à la criée de Cherbourg.

#### Port de Carteret

Il n'y a pas de criée dans le port de Carteret. La pêche est vendue à un mareyeur, (intermédiaire entre le pêcheur et la criée de Cherbourg) ou au marché de gros de Rungis (Paris).

Dans le cadre de la surveillance de l'environnement du site de Flamanville effectuée par l'IFREMER [3], l'étude du domaine halieutique comprend également un suivi de la pêche professionnelle de crustacés du Nord-Ouest Cotentin pour la flottille artisanale travaillant au casier.

La pêche dans les ports de Goury, Diélette et Carteret est diversifiée puisqu'est pratiquée simultanément le casier à gros crustacés, mais également le casier à bulot, le casier à étrille, le casier à seiche et le filet à sole ou à raie.

L'effort de pêche est concentré dans les zones très côtières en marées de vives-eaux, et plus au large dans les secteurs du Cap de La Hague ou des Ecréhoux en marées de mortes-eaux.

La production est difficile à évaluer car, comme vu plus haut, de nombreux professionnels vendent directement leur production ou ne remplissent pas les documents déclaratifs.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.7

SECTION : -

PAGE : 7/10

FLAMANVILLE

D'après les données de l'Ifremer, la production de la flotte de pêche du nord-ouest Cotentin est estimée à environ 1800 tonnes en 2010.

En 2010, les déclarations font apparaître une production d'environ 187 tonnes de crustacés (dont 54 tonnes d'araignées, 56 tonnes de homards et 72 tonnes de tourteaux), 1300 tonnes de buccins, 153 tonnes de bivalves (dont 112 tonnes de coquilles Saint-Jacques) et 24 tonnes de céphalopodes.

La production de poissons dans cette zone est de 42 tonnes pour les différentes espèces de raies, de 43 tonnes pour la petite et grande roussette et de 34 tonnes pour la sole.

A noter que la pêche est interdite par arrêté préfectoral dans la zone de cantonnement à proximité du site.

#### **2.1.2.4. Pêche amateur**

La pêche aux casiers à crustacés est réalisée essentiellement à la belle saison, sur les secteurs proches de la côte. Cette activité a pris de l'ampleur avec la création du port de plaisance de Diélette.

La pêche au lancer est réalisée depuis le rivage par de nombreuses personnes à partir du mois d'avril lorsque les bars et les maquereaux gagnent les zones de frayères sur la côte. Cette activité se pratique en particulier, le long de la digue de protection Nord et, au Sud, dans l'anse de Quédoy et au pied du Cap de Flamanville.

La zone des rejets est également très fréquentée du mois d'avril à mi-septembre par les « ligneurs ».

#### **2.1.3. Aquaculture et conchyliculture**

A l'instar du territoire national, la filière aquaculture en Basse-Normandie et dans le Cotentin est principalement le fait de la conchyliculture. La Basse-Normandie est une des plus jeunes régions productrices françaises, avec un essor important dans les années 70-80. La production sur l'année 2011 classe la région au troisième rang français pour l'huître et au deuxième pour la moule de Bouchot.

En 2006, la production en Basse-Normandie représentait plus de 25% de la production française, elle est retombée à 18% en 2010/2011.

L'apport du Cotentin à la filière conchylicole en Basse-Normandie est concentré sur les zones de Saint-Vaast La Hougue - Lestre pour l'huître et d'Utah Beach pour l'huître et la moule.

Il existe environ 300 entreprises conchylicoles en Basse-Normandie qui peuvent exploiter plusieurs concessions. Ces entreprises emploient 1 400 personnes (actifs familiaux et salariés permanents) en 2005 correspondant à 1195 ETP.

Le Cotentin et plus particulièrement les secteurs de Saint-Vaast La Hougue et d'Utah Beach représentent environ 300 ETP en 2005.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.7

SECTION : -

PAGE : 8/10

FLAMANVILLE

D'après les données de l'Ifremer, il n'y a pas d'exploitation conchylicole recensée à proximité immédiate du site de Flamanville. Les exploitations les plus proches sont des exploitations ostréicoles et myticoles<sup>3</sup> qui se situent au niveau de Porbail, à 26 km au sud-est du site.

La production salmonicole totale en Basse-Normandie (milieu marin et eau-douce) est en augmentation de 55% entre 1997 et 2007, due à l'arrivée dans les années 1990 de la ferme marine Saumon de France à Cherbourg à 25 km au nord-est du site. Installé dans la grande rade, cet élevage de saumon d'Atlantique représente 70% des 2018 tonnes produites en 2007 en Basse-Normandie. En 2011, la société a réalisé un chiffre d'affaires de 6M€, elle emploie une dizaine de salariés.

## 2.2. LA CHASSE

Les données concernant la chasse ont été fournies par la fédération départementale des chasseurs de la Manche. Ainsi pour la saison 2012/2013, 17500 permis ont été délivrés sur l'ensemble du département.

Les principales espèces chassées dans le département sont : le lapin, le lièvre, le pigeon, la bécasse, le chevreuil et le sanglier.

Le nombre de permis de chasse délivré dans les communes situées dans un rayon de 10 km autour du site n'est pas disponible auprès de la fédération départementale des chasseurs de la Manche.

## 2.3. AUTRES ACTIVITÉS DE LOISIRS

D'après les informations du comité départemental du tourisme de la Manche, de nombreuses activités peuvent être pratiquées aux alentours du site de Flamanville : la randonnée, le cyclisme, l'équitation. Il faut noter que le GR 223 (tour du Cotentin) contourne le CNPE en haut de falaise.

Des plages entourent le site de part et d'autre de l'avancée rocheuse du Cap de Flamanville : au Nord, l'Anse de Vauville et au Sud l'Anse de Sciotot, sur lesquelles se pratiquent la baignade et la plupart des sports nautiques.

De nombreuses activités nautiques sont également proposées. Ainsi, dans un rayon de 10 km autour du site de Flamanville, on trouve :

- le centre nautique de Diélette qui se trouve à environ 2,4 km au nord-est du site. Ce centre nautique permet la pratique de la planche à voile, du kayak et du wave-ski ;
- le club de kite surf de Siouville Hague située à 4 km au nord-est du site ;
- le club de plongée et le club de char à voile de la commune des Pieux, située à 5,7 km au sud-est du site.

D'après la base de données du Ministère de la santé concernant les points de baignade, les plages suivantes sont présentes dans un rayon de 10 km autour du site :

- 2 plages sont répertoriées sur la commune de Siouville-Hague, située à 4 km au nord-est du site, au niveau de l'Anse de Vauville ;

### 3. Exploitation myticoles : exploitation d'élevage de moules



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.7

SECTION : -

PAGE : 9/10

FLAMANVILLE

- 1 plage est répertoriée sur la commune des Pieux, située à 5,7 km au sud-est du site, au niveau de l'Anse de Sciotot ;
- 1 plage est répertoriée sur la commune du Rozel, située à 6,6 km au sud-est du site, au niveau de l'Anse de Sciotot ;
- 1 plage est répertoriée sur la commune de Surtainville, située à 9,8 km au sud-est du site.

A noter également qu'il existe des liaisons maritimes vers les îles Anglo-Normandes. Ainsi, des bateaux permettent à partir du port de Barneville-Carteret d'aller sur les îles de Jersey ou Guernesey. Le port de Diélette effectue des liaisons vers les îles de Guernesey et Aurigny.

La navigation, la plongée sous-marine et la baignade sont interdites par arrêté préfectoral dans un rayon de 200 m autour des points de rejet en mer des tranches 1-2 du CNPE de Flamanville.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.7

SECTION : -

PAGE : 10/10

FLAMANVILLE

**LISTE DES RÉFÉRENCES**

- [1] Rapport CCI Cherbourg Cotentin « Les filières des produits de la mer dans le cotentin » – Septembre 2012
- [2] Rapport FranceAgriMer « Les filières pêche et aquaculture en France » – Edition avril 2013
- [3] Rapport Ifremer « Surveillance écologique et halieutique du site électronucléaire de Flamanville » RT LER/FBN/12.05.CC - Année 2012



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.7

SECTION : -

TABLEAU : 1

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

**2.7 TAB 1 : CARACTÉRISTIQUES DE L'AGRICULTURE DANS LE DEPARTEMENT DE LA MANCHE**

Région	Dép	Exploitations				SAU		
		Nombre au RGA 2000	Nombre au RGA 2010	% par rapport à la région	Évolution du nombre	RGA 2000	RGA 2010	Évolution
Basse-Normandie	Manche	18 242	11 328	47,4%	-37,9%	454 353	427 116	-6%

Dép Département

RGA Recensements Généraux Agricoles

SAU Surface Agricole Utile

Source : AGRESTE – Recensement Général Agricole de 2000 et 2010



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.7

SECTION : -

TABLEAU : 2

PAGE : 1/1

FLAMANVILLE

**2.7 TAB 2 : PRINCIPALES CULTURES DANS LES COMMUNES SITUÉES DANS UN RAYON DE 10 KM AUTOUR DU SITE DE FLAMANVILLE**

Dép	Commune	Superficie agricole utilisée	Terres labourables	Céréales	Superficie fourragère principale (1)	Superficie toujours en herbe	Blé tendre	Orge et escourgeon	Maïs-grain et maïs semence	Maïs fourrage et ensilage	Légumes frais	Carottes
		Ha	Ha	Ha	Ha	Ha	Ha	Ha	Ha	Ha	Ha	Ha
50	Benoîtville	577	410	161	409	167	124	15	NC	122	NC	NC
50	Biville	394	209	55	325	184	S	S	NC	S	NC	NC
50	Flamanville	396	202	55	341	195	38	S	S	74	NC	0
50	Héauville	1005	598	147	858	858	124	S	NC	270	NC	NC
50	Helleville	481	332	104	377	149	87	17	NC	S	NC	NC
50	Les Pieux	874	483	141	680	S	118	16	S	196	47	S
50	Le Rozel	362	267	73	264	91	32	31	NC	66	S	S
50	Saint-Germain-le-Gaillard	771	473	135	628	295	107	18	NC	155	NC	NC
50	Siouville-Hague	S	141	46	187	S	31	15	NC	43	NC	NC
50	Sotteville	458	310	73	368	137	56	S	NC	S	NC	NC
50	Surtainville	860	447	54	609	409	37	8	S	162	181	15,7
50	Tréauville	1252	799	259	964	453	204	46	NC	276	S	S

(1) Sommes des fourrages et des surfaces toujours en herbe

S : secret statistique

NC : Non communiqué

Source : Ministère de l'Agriculture – Recensement Général Agricole de 2010





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.7      SECTION : -  
TABLEAU : 3  
PAGE : 1/1              FLAMANVILLE

**2.7 TAB 3 : CHEPTEL VIF DANS LES COMMUNES SITUÉES DANS UN RAYON DE 10 KM AUTOUR DU SITE DE FLAMANVILLE**

Dép	Commune	Total Bovins	Total vaches	Total volailles	Vaches laitières	Vaches de race normande	Total porcins	Truies mères	Total équidés	Juments poulinières (selle, course)	Brebis mères
50	Benoîtville	808	353	NC	S	NC	4047	428	S	NC	155
50	Biville	640	219	NC	199	NC	S	NC	14	NC	175
50	Flamanville	753	271	NC	S	NC	NC	NC	S	NC	NC
50	Héauville	1747	650	NC	549	NC	NC	NC	S	NC	60
50	Helleville	829	345	S	S	NC	S	S	7	NC	S
50	Les Pieux	1723	618	S	430	NC	NC	NC	18	NC	155
50	Le Rozel	387	173	NC	S	NC	NC	NC	S	NC	S
50	Saint-Germain-le-Gaillard	1135	469	96	S	NC	S	NC	S	NC	366
50	Siouville-Hague	312	104	NC	74	NC	NC	NC	S	NC	NC
50	Sotteville	779	319	NC	217	NC	NC	NC	S	NC	S
50	Surtainville	1337	426	NC	407	NC	NC	NC	30	NC	50
50	Tréauville	1804	671	40	549	NC	S	S	30	NC	101

S                      Secret statistique

NC                    Non communiqué

Source                Ministère de l'Agriculture – Recensement Général Agricole de 2010



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.7  
SECTION : -  
TABLEAU : 4  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

**2.7 TAB 4 : NOMBRE DE PERMIS DE PÊCHE DÉLIVRÉS EN 2008 PAR LES DEUX AAPPMA  
DONT DÉPENDENT LES COMMUNES SITUÉES DANS UN RAYON DE 10 KM AUTOUR DU  
SITE DE FLAMANVILLE**

Nom de la commune	Nombre de permis de pêche délivrés par l'AAPPMA « La truite de la Scye »	Nombre de permis de pêche délivrés par l'AAPPMA « La truite Cherbourgeoise »
Flamanville	/	26
Siouville-Hague	/	24
Tréauville	/	14
Les Pieux	4	30
Le Rozel	/	2
Helleville	/	/
Benoîtville	2	19
Héauville	/	12
Saint-Germain-le-Gaillard	5	2
Sotteville	/	7
Biville	/	/
Surtainville	16	4

/                      Aucun permis de pêche n'a été distribué sur la commune

Source                      Les AAPPMA « La truite de la Scye » et « La truite Cherbourgeoise » - Données 2008



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.7  
SECTION : -  
TABLEAU : 5  
PAGE : 1/1  
FLAMANVILLE

**2.7 TAB 5 : NOMBRE DE NAVIRES DANS LES PRINCIPAUX PORTS DE LA COTE**  
**NORD-OUEST DU COTENTIN EN 2008**

<b>Port</b>	<b>Nombre de navires</b>	<b>+ de 10 m</b>	<b>- de 10 m</b>
Cherbourg	35	17	18
Nord-Ouest*	5	2	3
Goury	2	0	2
Diélette	7	0	7
Carteret	22	13	9
Portbail	4	2	2

\* Bateaux répertoriés par la Chambre de Commerce et de l'Industrie entre le Port de Cherbourg et le Port de Goury.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.7  
SECTION : -  
TABLEAU : 6  
PAGE : 1/2  
FLAMANVILLE

**2.7 TAB 6 : CLASSEMENT DES ESPECES DEBARQUEES DANS LE PORT DE CHERBOURG**  
**EN 2012**

<b>Espèces</b>	<b>Tonnage (en kg)</b>
SEICHE	688 777
TACAUD	607 832
MERLAN	594 395
ROUSSETTE	559 704
GRONDIN ROUGE	457 425
EGLEFIN	400 582
COQUILLE ST JACQUES	380 588
EMISSOLE	263 819
RAIE	227 825
SOLE	165 174
CONGRE	147 126
BAR	138 876
PLIE	126 918
CALMAR	118 011
BAUDROIE	109 977
LIEU JAUNE	105 076
GRISSET	102 120
CABILLAUD	89 260
REQUIN HAT	84 833
GRANDE ROUSSETTE	73 747
MAQUEREAU	67 843
ROUGET BARBET	60 286
GRONDIN PERLON	48 994
CHINCHARD	38 828
LIMANDE SOLE	37 366
BAR DE LIGNE	37 346
TOURTEAU	29 683
TURBOT	27 371
MOULE	27 055
VIEILLE COMMUNE	26 348
SAINT PIERRE	20 950
BUCCIN	20 785
LINGUE	19 527



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 2.7  
SECTION : -  
TABLEAU : 6  
PAGE : 2/2  
FLAMANVILLE

Espèces	Tonnage (en kg)
BARBUE	15 293
HOMARD	12 173
LIMANDE COMMUNE	8 553
ARAIGNEE	7 540
VANNEAU	6 089
MULET	4 327
GRONDIN CAMARD	4 028
GRONDIN GRIS	3 186
MERLU	2 364
CARDINE	1 814
ETRILLE	1 272
DORADE ROYALE	1 208
HARENG	1 199
LANCON	837
BIGORNEAU	749
POULPE	692
GRANDE VIVE	673
FLET	522
LANGOUSTE	317
LIEU NOIR	209
DORADE ROSE (PAGEOT)	135
PEAU BLEUE	97
ORPHIE	58
DIVERS	33
BALISTE	28
DRAGONET	26
POISSON LUNE	12
SARDINE	10
SAUMON	10

Source

Chambre de Commerce et de l'Industries de Cherbourg-Cotentin –  
Rapport : « Bilan 2012 du centre de marée de Cherbourg-Cotentin ».



## **SOMMAIRE CHAPITRE 3**

### **3 - BASES GÉNÉRALES DE CONCEPTION DES OUVRAGES, MATÉRIELS ET SYSTÈMES – INSTALLATION GÉNÉRALE**

**3.1 - PRINCIPES GÉNÉRAUX DE SÛRETÉ**

**3.2 - CLASSEMENT DES OUVRAGES, MATÉRIELS ET SYSTÈMES**

**3.3 - PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS EXTERNES**

**3.4 - PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS INTERNES**

**3.5 - DIMENSIONNEMENT DES OUVRAGES SISMIQUES DE CATÉGORIE 1**

**3.6 - SYSTÈMES ET COMPOSANTS MÉCANIQUES**

**3.7 - QUALIFICATION DES EIPS POUR LEUR RÔLE DANS LA DÉMONSTRATION DE SÛRETÉ**

**3.8 - RISQUES CLASSIQUES D'ORIGINE NON NUCLÉAIRE**

**3.9 - ACCESSIBILITÉ POST-ACCIDENTELLE COURT ET MOYEN TERME**

**ANNEXE 3 - CODES DE CALCUL UTILISÉS DANS LE CHAPITRE 3**



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 1/50

STANDARD

## SOMMAIRE

<b>3. BASES GÉNÉRALES DE CONCEPTION DES OUVRAGES, MATÉRIELS ET SYSTÈMES – INSTALLATION GÉNÉRALE .....</b>	<b>3</b>
<b>3.1. PRINCIPES GÉNÉRAUX DE SÛRETÉ.....</b>	<b>3</b>
<b>1. OBJECTIFS ET PRINCIPES DE SÛRETÉ .....</b>	<b>3</b>
<b>1.1. INTRODUCTION .....</b>	<b>3</b>
<b>1.1.1. CONTEXTE .....</b>	<b>3</b>
<b>1.1.2. OBJECTIFS GÉNÉRAUX .....</b>	<b>3</b>
<b>1.2. LA DÉMARCHE DE CONCEPTION DE L'EPR ET LE CONTENU DU RDS .....</b>	<b>5</b>
<b>1.2.1. LA DÉMARCHE DE DÉFENSE EN PROFONDEUR ET LES DIFFÉRENTES                 BARRIÈRES DE CONFINEMENT .....</b>	<b>8</b>
<b>1.2.2. INTÉGRATION DE L'EXPLOITATION ET DE LA MAINTENANCE À LA                 CONCEPTION : LES EFFETS D'ARCHITECTURE.....</b>	<b>21</b>
<b>1.2.3. LE CADRE DU DIMENSIONNEMENT .....</b>	<b>24</b>
<b>1.2.4. LES CONSÉQUENCES RADIOLOGIQUES.....</b>	<b>31</b>
<b>1.2.5. LE CLASSEMENT DE SÛRETÉ ET LES EXIGENCES ASSOCIÉES .....</b>	<b>34</b>
<b>1.2.6. LES OUTILS DE DIMENSIONNEMENT.....</b>	<b>39</b>
<b>1.2.7. L'IMPACT SUR L'ENVIRONNEMENT .....</b>	<b>42</b>
<b>1.2.8. LA JUSTIFICATION ET L'OPTIMISATION DE LA CONCEPTION .....</b>	<b>45</b>
<b>LISTE DES RÉFÉRENCES .....</b>	<b>50</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 2/50

STANDARD

**FIGURES :**

3.1 FIG 1 SCHÉMA DE PRINCIPE DES CIRCUITS PRIMAIRES ET SECONDAIRES  
PRINCIPAUX DE L'EPR

3.1 FIG 2 [ ]

3.1 FIG 3 [ ]





### **3. BASES GÉNÉRALES DE CONCEPTION DES OUVRAGES, MATÉRIELS ET SYSTÈMES – INSTALLATION GÉNÉRALE**

#### **3.1. PRINCIPES GÉNÉRAUX DE SÛRETÉ**

##### **1. OBJECTIFS ET PRINCIPES DE SÛRETÉ**

###### **1.1. INTRODUCTION**

###### **1.1.1. CONTEXTE**

Le présent chapitre a pour objectif de décrire l'approche de sûreté mise en œuvre à la conception de la tranche EPR en tenant compte des exigences exprimées par l'Autorité de Sûreté Nucléaire dans sa lettre de 1993 relative à la troisième génération de réacteurs de la filière à eau pressurisée (cf [1]).

Du fait de l'étendue de ce sujet, le présent chapitre se veut être à la fois une synthèse des exigences retenues par le concepteur à la conception du réacteur et une description des principales orientations techniques retenues pour satisfaire ces exigences. Il oriente vers les autres chapitres du Rapport de Sûreté dans lesquels les exigences de sûreté applicables aux domaines traités sont décrites de manière détaillée dans le cadre de sections spécifiques portant dans leur numérotation la référence « zéro ».

Le présent chapitre contient lorsque nécessaire des descriptions « historiques » permettant d'apporter au lecteur des éléments de compréhension logique de certaines orientations techniques.

###### **1.1.2. OBJECTIFS GÉNÉRAUX**

Le réacteur EPR (European Pressurized Reactor) est conçu autour d'un îlot nucléaire de la filière à eau sous pression développé en commun par les industries nucléaires française et allemande. Ce réacteur appartient à la troisième génération de cette filière et bénéficie de par sa conception évolutionnaire de l'expérience internationale acquise tant au niveau de l'exploitation de la filière PWR dans l'ensemble des pays occidentaux que de l'expérience de conception des ingénieries française et allemande.

En regard de la précédente génération de réacteurs, le réacteur EPR a pour ambition de fournir une énergie électrique à un prix compétitif tout en atteignant un niveau de sûreté significativement supérieur. La recherche de cette avancée dans le domaine de la sûreté ne signifie pas une volonté de démoder la génération actuelle de réacteurs en exploitation. Elle a au contraire pour objectif de tirer tout le bénéfice de l'expérience de plusieurs milliers d'années - réacteur et d'intégrer à la conception de cette nouvelle génération l'ensemble de la connaissance acquise durant les quarante dernières années et dont l'exploitation future permettra encore de recueillir des données très utiles pour l'avenir de la filière REP.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 4/50

STANDARD

La démarche de sûreté mise en œuvre à la conception est basée sur le concept de défense en profondeur, celui-ci se traduisant par un empilement de dispositions (ou lignes de défense) visant à pallier les défaillances techniques ou humaines.

La défense en profondeur telle qu'elle est présentée internationalement et en particulier dans les documents de l'INSAG (International Nuclear Safety Group) de l'AIEA (Agence Internationale pour l'Energie Atomique) – voir en particulier les prescriptions de sûreté AIEA SSR-2/1 - est ainsi généralement structurée en cinq niveaux :

1. Le premier niveau est une combinaison de marges de conception, d'assurance de la qualité et d'activités de contrôle propres à prévenir l'apparition de conditions anormales de fonctionnement ou de défaillances.
2. Le second niveau consiste en la mise en place de dispositifs de protection permettant de détecter et de corriger les effets des écarts au fonctionnement normal ou les effets des défaillances des systèmes. Ce niveau de défense est destiné à assurer l'intégrité de la gaine du combustible et celle du circuit primaire de manière à éviter les accidents.
3. Le troisième niveau est assuré par les systèmes de sauvegarde, les protections et les procédures de conduite qui permettent de maîtriser les conséquences des accidents susceptibles de survenir de manière à confiner les substances radioactives et éviter qu'ils ne dégèrent en accident avec fusion du cœur.
4. Le quatrième niveau comprend les mesures destinées à préserver l'intégrité de l'enceinte et à permettre la maîtrise d'un hypothétique accident avec fusion du cœur.
5. Le cinquième niveau comprend, en cas d'échec ou d'efficacité insuffisante des mesures précédentes, l'ensemble des mesures de protection des populations en cas de rejets importants.

L'atteinte d'un niveau de sûreté significativement supérieur pour le réacteur EPR est réalisée d'une part en facilitant l'exploitation et la maintenance du réacteur et d'autre part en réduisant les conséquences potentielles immédiates et différées de son exploitation tant vis à vis de son environnement proche (en particulier vis à vis de la population qui l'entoure) que du personnel qui l'exploite. De plus, les actions de recherche et développement conduites notamment dans le domaine des accidents avec fusion du cœur contribuent à la connaissance des phénomènes mis en jeu, à leur prise en compte à la conception et donc à l'amélioration de niveau de sûreté.

Sur le plan de la réduction des conséquences potentielles, la conception du réacteur est, en termes de sûreté, essentiellement orientée vers une amélioration de la démarche de défense en profondeur, dans quatre voies principales :

- La réduction et la prise en compte de l'ensemble des initiateurs simples (transitoires, incidents et accidents) susceptibles de survenir durant les différents états que le réacteur peut être conduit à rencontrer pendant son exploitation, qu'il s'agisse des états en puissance, des états intermédiaires ou des états d'arrêt avec le cœur complètement déchargé dans la piscine de désactivation du combustible. La prise en compte des agressions internes sur une base déterministe selon un principe d'étude similaire à ceux des événements initiateurs simples participe au renforcement de la démarche de défense en profondeur.
- La prise en compte des agressions externes à des niveaux de sévérité élevés, qu'il s'agisse des agressions d'origine humaine (chute d'avion, explosion, ...) ou des agressions d'origine naturelle (séisme, températures extrêmes, ...). Au delà des cas de charge qu'elles constituent, certaines de ces agressions font l'objet d'études de leurs conséquences en particulier vis à vis des initiateurs internes qu'elles sont susceptibles de provoquer.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 5/50

STANDARD

- La prise en compte des hypothétiques accidents avec fusion du cœur dès la conception du projet en considérant les différentes situations susceptibles de survenir et en assurant "l'élimination pratique" des événements et des séquences susceptibles d'avoir un impact important sur l'environnement, par la mise en place de dispositions physiques visant à éviter leur apparition durant la durée vie de la centrale. Pour les événements non éliminés, la maîtrise des rejets est réalisée au travers d'un renforcement du confinement, ce qui implique la recherche systématique ainsi que le traitement de toutes les situations pouvant conduire à un bipasse de ce confinement.
- L'utilisation à la conception des Études Probabilistes de Sûreté pour la confirmation des orientations techniques ainsi que pour la détermination des défaillances multiples à considérer dans le dimensionnement de manière à prévenir les accidents avec fusion cœur. Dans ce cadre, l'objectif global de fusion cœur de  $10^{-5}$  par tranche et par année d'exploitation, tout type de défaillances et d'agressions pris en compte, est utilisé pour fournir des objectifs intermédiaires d'études et valider certaines options de conception.

En complément du renforcement de la démarche de défense en profondeur, un effort significatif est effectué à la conception du réacteur avec pour objectif :

- de réduire les effluents et déchets issus de l'exploitation du réacteur ainsi que ceux dus aux futures opérations de démantèlement,
- d'améliorer les conditions d'exploitation en permettant la réalisation en puissance d'une partie des opérations de maintenance et en réduisant par des dispositions de conception les doses prises par le personnel tant de manière collective qu'individuelle,
- de considérer, en complément des risques nucléaires, l'ensemble des risques dits « classiques » générés par l'installation vis à vis son environnement.

Enfin, la prise en compte par EDF du retour d'expérience (REX) de l'accident de la centrale de Fukushima-Daiichi, survenu en mars 2011, a conduit à quelques évolutions supplémentaires de l'EPR de Flamanville 3. Ces évolutions sont relativement mineures dans la mesure où les améliorations de sûreté apportées à la conception de l'EPR répondent déjà en grande partie aux exigences post-Fukushima.

*La prise en compte du REX de l'accident de Fukushima est présentée au chapitre 21.*

L'approfondissement de la démarche de sûreté et les évolutions significatives apportées à la conception du réacteur EPR en tant que produit de la troisième génération de la filière REP sont présentés et développés dans la suite de ce chapitre tout d'abord sous la forme de principes généraux puis au travers d'une orientation vers chacun des chapitres concernés par la présentation détaillée et plus particulièrement les sections spécifiques portant dans leur numérotation la référence « zéro ».

## **1.2. LA DÉMARCHE DE CONCEPTION DE L'EPR ET LE CONTENU DU RDS**

La bonne compréhension des éléments intégrés dans le Rapport de Sûreté nécessite de rappeler les principales phases de conception de la tranche EPR et de situer les études actuelles vis à vis de l'objectif final de mise en exploitation de ce réacteur.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 6/50

STANDARD

En tant que projet « évolutionnaire » prenant comme base les derniers réacteurs mis en exploitation en France et en Allemagne, le projet EPR a fait l'objet d'un processus d'harmonisation des démarches de sûreté françaises et allemandes qui s'est concrétisé :

- au niveau des Autorités de Sûreté par la publication en juillet 1993 d'une « déclaration conjointe des Autorités de Sûreté française et allemande sur une approche commune de sûreté pour les réacteurs à eau sous pression du futur », déclaration reprise par la lettre DSIN n°1321/93 du 22 juillet 1993 (cf.[1]),
- au niveau du concepteur par l'édition en août 1993 du Conceptual Safety Features Review File (CSFRF) décrivant les principales options de sûreté proposées pour le projet EPR.

L'ensemble des exigences et orientations contenues dans ces deux documents a servi de données d'entrée aux études de la phase d'avant projet-sommaire dite « Basic Design Phase » qui s'est conclue par l'envoi à l'Autorité de Sûreté d'un premier dossier de synthèse des études (Basic Design Report) en octobre 1997.

Dans le but d'améliorer la compétitivité du projet, le concepteur a alors engagé une phase complémentaire d'études dite « Basic Design Optimisation Phase » au cours de laquelle des paramètres importants de la conception ont fait l'objet d'une évolution et d'une optimisation. Le niveau de puissance du réacteur, l'installation des équipements à l'intérieur des principaux bâtiments de l'îlot nucléaire et la conception des systèmes de sûreté ont été concernés par cette phase complémentaire qui s'est conclue par l'envoi à l'Autorité de Sûreté d'une nouvelle version du « Basic Design Report » en février 1999.

A la suite de la remise de ce rapport, le concepteur a engagé une ultime phase d'étude appelée « Post BDOP phase » avec pour objectif de préparer les études de détail du réacteur EPR et d'apporter des précisions et des compléments d'information à l'Autorité de Sûreté dans le cadre de l'instruction par celle-ci des orientations techniques contenues dans le « Basic Design Report ». Une partie de ces compléments d'information a donné lieu, de la part du concepteur, à la prise formelle d'engagements sur les orientations techniques à mettre en œuvre dans le cadre des études de détail. Ces engagements ainsi que la synthèse de l'examen des options de sûreté réalisée lors des séances du « GPR/German experts » des 19 et 26 octobre 2000 mettent un terme à la phase d'avant-projet détaillé du projet de réacteur EPR.

Cet examen s'est conclu par l'émission des « Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression » (cf. [2]).

Le projet EPR est passé ensuite dans la phase de préparation des études détaillées qui a été marquée :

- le 28 septembre 2004 par la lettre des pouvoirs publics (cf [3]) quant aux options de sûreté du projet de réacteur EPR. Celle-ci confirme le statut d'exigence de sûreté des « Directives Techniques ».
- le 21 octobre 2004 par la décision d'EDF d'implanter un réacteur tête de série sur le site de Flamanville (Manche),
- par l'envoi à l'ASN en mai 2006 du Rapport Préliminaire de Sûreté de Flamanville 3, supportant la demande d'autorisation de création de l'installation,
- le 10 avril 2007 par le décret n°2007-534 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 7/50

STANDARD

*Les aspects réglementaires de la conception sont développés dans les sous-chapitre 1.6 et sous-chapitre 1.7 du RDS*

Le projet EPR est entré alors dans la phase de réalisation des études détaillées et de construction, avec le premier béton coulé le 3 décembre 2007.

L'Autorité de Sûreté Nucléaire a précisé certaines attentes spécifiques à l'installation de Flamanville 3 par la décision n°2008-DC-0114 du 26 septembre 2008 fixant à Electricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) les prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n° 108) et « Flamanville 2 » (INB n° 109).

Dans ce cadre, le présent Rapport de Sûreté est un document de synthèse réglementaire requis en vue de la mise en service au titre de l'article 20 du Décret n°2007-1557 relatif aux installations nucléaires de base. Le Rapport de Sûreté comporte les éléments permettant d'apprécier la conformité au DAC et aux prescriptions techniques. Le Rapport de Sûreté est une mise à jour du Rapport Préliminaire de Sûreté qui tient compte notamment des compléments d'études détaillées et des demandes de l'ASN. Enfin une mise à jour sera produite à l'occasion de l'élaboration du dossier de fin de démarrage pour intégrer notamment le retour d'expérience des essais de démarrage.

Sur le plan de son contenu, le Rapport de Sûreté comprend vingt-et-un chapitres dont la liste est fournie en en-tête du premier volume. Certains de ces chapitres ou de leurs sections portent dans leur numérotation la référence « zéro » qui a pour objet d'indiquer qu'ils renferment des exigences de sûreté applicables au sujet traité. La présentation de ces exigences fait l'objet d'une codification qui tient compte de la nature du contenu du chapitre concerné (système élémentaire, agression, étude d'accident, ...).

Sur le plan des données d'entrée du présent Rapport de Sûreté, les principaux paramètres du réacteur sont présentés à titre indicatif dans le tableau ci-dessous dans la colonne correspondant à la puissance thermique nominale de d'utilisation de 4300 MWth dans le cadre de l'autorisation de mise en service. En regard de cette colonne figurent les valeurs de ces mêmes paramètres pour les principales caractéristiques du palier N4.

Paramètres	Unité	RDS EPR	N4
Puissance thermique cœur <sup>1</sup>	MWth	4300	4250
Puissance électrique nette	MWe	1548	1450
Pression primaire	bar abs	155	155
Température entrée cuve (BE)	°C	295,7	292,2
Température sortie cœur (BE)	°C	327,3	329
Température ARE à 100% Pn	°C	227,3	229,5
Débit boucle (BE)	m <sup>3</sup> /h	28330	24850
Pression saturation GV	bar abs	78	71
Surface faisceau GV <sup>2</sup>	m <sup>2</sup>	7960	7308
Volume enceinte minimisé	m <sup>3</sup>	78000	72700

1. La puissance thermique maximale de dimensionnement autorisée par le Décret D'Autorisation de Création est de 4500 MWth.

2. Hors bouchage de tube GV



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 8/50

STANDARD

Une comparaison plus complète des différents paramètres de conception et de fonctionnement du réacteur EPR et des réacteurs de dernière génération française (palier N4) et allemande (réacteurs Konvoi) est présentée dans le sous-chapitre 1.3 du Rapport de Sûreté.

### **1.2.1. LA DÉMARCHE DE DÉFENSE EN PROFONDEUR ET LES DIFFÉRENTES BARRIÈRES DE CONFINEMENT**

#### **1.2.1.1. APPLICATION DE LA DÉMARCHE DE DÉFENSE EN PROFONDEUR**

##### **1.2.1.1.1. DÉFINITION DES NIVEAUX DE DÉFENSE EN PROFONDEUR**

Comme précisé au paragraphe 1.1.2 précédent, la conception et l'exploitation des tranches reposent sur l'application du principe de défense en profondeur.

Les différentes conditions de fonctionnement considérées dans le cadre des études de conception et de vérification de la conception ( paragraphe 1.2.3.1, paragraphe 1.2.3.2 et paragraphe 1.2.3.3) peuvent être associées aux niveaux de défense en profondeur de la manière suivante :

- 1<sup>er</sup> niveau : fonctionnement normal. Ce niveau correspond aux conditions de fonctionnement de dimensionnement de catégorie 1, paragraphe 1.2.3.1. L'objectif est de maintenir les paramètres physiques et les composants de l'installation dans les limites prévues pour une exploitation normale de la tranche, de manière à prévenir les défaillances.
- 2<sup>ème</sup> niveau : transitoires. Ce niveau correspond aux conditions de fonctionnement de dimensionnement de catégorie 2, paragraphe 1.2.3.1. L'objectif est de maintenir l'intégrité des barrières de confinement, paragraphe 1.2.1.2.
- 3<sup>ème</sup> niveau : incidents et accidents. Ce niveau est constitué de deux types de situations accidentelles :
  - Les incidents et accidents correspondant à des initiateurs simples, peu probables, mais susceptibles de conduire à des conséquences sévères. Ce sont les conditions de fonctionnement de dimensionnement de catégories 3 et 4, paragraphe 1.2.3.1.
  - Les accidents correspondant à des défaillances multiples (défaillances de mode commun, ou échec d'un système de sûreté sollicité après un initiateur simple). Ce sont les conditions de fonctionnement RRC-A, paragraphe 1.2.3.2.

Les accidents peuvent conduire à l'endommagement d'une ou plusieurs barrières de confinement, mais en aucun cas de toutes les barrières. L'objectif est de limiter les conséquences radiologiques et de prévenir la fusion du cœur.

- 4<sup>ème</sup> niveau : Ce niveau correspond aux situations hypothétiques avec fusion du cœur paragraphe 1.2.3.3. L'objectif est de limiter les conséquences radiologiques, en évitant notamment les rejets importants et précoces.

L'atteinte des objectifs assignés à chacun des niveaux de la défense en profondeur repose sur la mise en œuvre de dispositions et de moyens, qui sont essentiellement les suivants :

#### **BR**

- 1<sup>er</sup> niveau : conception robuste des systèmes, structures et composants, qualité des études de conception, qualité de fabrication et de montage, surveillance en exploitation ; régulation des paramètres physiques de l'installation ; automatismes visant à ramener l'installation dans son domaine de fonctionnement normal avant sollicitation des systèmes de protection.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 9/50

STANDARD

- 2<sup>ème</sup> niveau : arrêt automatique du réacteur (chute des grappes) ; évacuation de la puissance résiduelle par les GV.
- 3<sup>ème</sup> niveau : systèmes de sauvegarde et leurs systèmes supports (voir définition au chapitre 0) ; dispositions RRC-A, paragraphe 1.2.3.3.
- 4<sup>ème</sup> niveau : équipements utilisés en situation d'hypothétique accident avec fusion du cœur, notamment ceux participant à la fonction de confinement paragraphe 1.2.3.3.

BK

- 1<sup>er</sup> niveau : conception robuste des systèmes, structures et composants, qualité des études de conception, qualité de fabrication et de montage, surveillance en exploitation ; régulation des paramètres physiques de l'installation ;
- 2<sup>ème</sup> niveau : détection de la perte de refroidissement, évacuation de la puissance résiduelle par les trains PTR ;
- 3<sup>ème</sup> niveau : systèmes de sauvegarde (voir définition au chapitre 0) et leurs systèmes supports (voir définition au chapitre 0) ; dispositions RRC-A (cf. paragraphe 1.2.3.3) ;

Il n'y a donc pas de 4<sup>ème</sup> niveau pour le BK, les dispositions mises en oeuvre sur les trois premiers niveaux permettant de pratiquement éliminer le risque de découverture du combustible.

**1.2.1.1.2. INDÉPENDANCE DES NIVEAUX DE DÉFENSE EN PROFONDEUR**

L'un des moyens d'atteindre un niveau de sûreté élevé de l'installation est de faire en sorte que les niveaux successifs de défense en profondeur soient suffisamment indépendants pour que la défaillance d'un niveau de défense en profondeur ne conduise pas à la défaillance du ou des niveaux suivants.

Ainsi, on vérifie dans les études des conditions de fonctionnement de catégorie 2 (voir sous-chapitre 15.2) que les systèmes de protection utilisés dans le 2<sup>ème</sup> niveau de la défense en profondeur permettent d'éviter qu'un incident ne conduise à un accident.

Au cas où la défaillance d'un système du 2<sup>ème</sup> niveau de la défense en profondeur conduirait à une situation du 3<sup>ème</sup> niveau de la défense en profondeur, on vérifie également que les systèmes nécessaires à la prévention de la fusion du cœur sont indépendants des systèmes dont la défaillance a causé la dégradation de la situation. Ces situations, correspondant à des défaillances multiples, sont étudiées dans le domaine RRC-A (voir sous-chapitre 19.1).

Le 4<sup>ème</sup> niveau de défense en profondeur vise prioritairement à préserver l'intégrité de la 3<sup>ème</sup> barrière de confinement, de manière à limiter les conséquences d'un hypothétique accident avec fusion du cœur sur l'environnement. Les moyens mis en oeuvre dans cet objectif sont notamment : la ligne de décharge AG du pressuriseur, l'EVU et les recombineurs d'hydrogène permettant d'éviter une explosion d'hydrogène dans le bâtiment réacteur.

Au final, la mise en oeuvre du principe de défense en profondeur permet d'atteindre un niveau de sûreté élevé de l'installation, par la mise en place de systèmes et équipements fiables et diversifiés garantissant l'accomplissement des fonctions fondamentales de sûreté en toute circonstance.

Ce niveau de sûreté est quantifié au travers des EPS de niveau 1 et de niveau 2, paragraphe 1.2.6.1.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 10/50

STANDARD

Les EPS de niveau 1 BR et BK (cf paragraphe 1.2.6.1) évaluent respectivement le risque de fusion du cœur et de découverture du combustible en piscine. Elles permettent notamment de vérifier l'absence de séquences accidentelles conduisant à la fusion du combustible et ayant une probabilité d'occurrence jugée trop élevée<sup>3</sup>. Ceci permet de valider la suffisance de la fiabilité et de l'indépendance des matériels et équipements utilisés dans les niveaux 1 à 3 de la défense en profondeur.

L'EPS de niveau 2, paragraphe 1.2.6.1 permet de vérifier que le risque de rejets importants et précoces est extrêmement improbable, validant ainsi la suffisance de l'indépendance du niveau 4 de la défense en profondeur par rapport aux niveaux précédents.

### 1.2.1.2. LE CONFINEMENT

Le principe de défense en profondeur est tout particulièrement mis en œuvre au niveau de chacune des barrières interposées entre le combustible nucléaire et la population. Ces barrières physiques sont :

- 1<sup>ère</sup> barrière : la gaine des crayons combustible. Elle vise à éviter ou à défaut limiter la dispersion des produits radioactifs issus du combustible.

*Cet aspect de la conception, en particulier les exigences associées, est développé dans le paragraphe 0 du sous-chapitre 4.2.*

- 2<sup>ème</sup> barrière : le circuit primaire principal (CPP), tel que défini par l'article 1<sup>er</sup> de l'arrêté du 10 novembre 1999. Il limite la dispersion des produits radioactifs issus du combustible qui, dans certaines conditions accidentelles, pourraient s'échapper de la gaine du combustible. Elle constitue également une barrière pour les produits activés en solution ou en suspension dans le fluide primaire.

*Cet aspect de la conception, en particulier les exigences associées, est développé dans le sous-chapitre 5.0.*

- 3<sup>ème</sup> barrière : Limite la dispersion des produits radioactifs qui pourraient s'échapper de la gaine du combustible et du circuit primaire dans certaines conditions accidentelles.

La troisième barrière est principalement constituée de :

- L'enceinte interne du bâtiment réacteur, constituée par la paroi interne, le radier, et le liner ;
- L'enveloppe externe des générateurs de vapeur (viroles extérieures, plaques tubulaires et les faisceaux de tubes) et les tuyauteries du secondaire qui répondent à la définition de « circuit fermé dans l'enceinte » (voir définition dans la section 6.2.1) ;
- Le système d'isolement de l'enceinte comprenant tous les organes d'isolement des circuits traversant l'enceinte, ainsi que les portions de tuyauterie les reliant entre eux dont le tube transfert entre le bâtiment réacteur et le bâtiment combustible ainsi que les traversées électriques ;
- Les sas d'accès pour le personnel et les matériels.

La notion d'extension de la troisième barrière est définie dans la section 6.2.1.

---

3. De telles séquences pourraient notamment apparaître si la défaillance d'un équipement ou système conduisait à la perte simultanée de plusieurs niveaux de défense en profondeur.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 11/50

STANDARD

La fonction confinement de l'EPR repose également sur la collecte et/ou filtration des fuites. L'EPR de Flamanville 3 possède une enceinte externe en complément de l'enceinte interne. La mise en dépression de l'espace entre enceintes pour collecter les fuites de la paroi interne et les filtrer avant rejet à l'extérieur participe à la fonction confinement. De même, le confinement statique ou dynamique des bâtiments périphériques (BAS, BK, BAN et BTE), qui collectent les fuites du BR ou des rejets internes à ces bâtiments, participe à la fonction confinement. Les exigences en sont détaillées à la section 6.2.1.

#### **1.2.1.2.1. CONCEPTION DE LA PREMIÈRE BARRIÈRE DU CONFINEMENT**

Le cœur du réacteur EPR comprend 241 assemblages, de section unitaire 17 x 17 et comportant chacun 24 tubes guides et 265 crayons. Cette conception autorise une puissance linéique basse et participe à la préservation de marges cœur (exploitation et accidents) tout en permettant la mise en œuvre des plans de chargement les plus performants de type « faibles fuites neutroniques ». Le taux de combustion maximal visé est cohérent avec celui qu'il est prévu de mettre en œuvre à moyen terme dans les réacteurs du parc français. Ce combustible ne présente pas de rupture technologique franche avec ceux actuellement utilisés dans les réacteurs des parcs français et allemands.

La réduction des risques de fissuration de la gaine par interaction pastille-gaine ou par corrosion sous contrainte constitue un objectif important du projet EPR. L'utilisation d'un gainage composé d'un alliage au Niobium (de type M5) combinée à la mise en œuvre d'une nouvelle instrumentation en ligne de la chaudière (reposant sur des capteurs répartis uniformément dans le cœur) participe à l'atteinte de cet objectif.

Comme mentionné dans le Décret d'Autorisation de Création de Flamanville 3 (1.2 de l'article 2), la chaudière nucléaire est conçue de manière à pouvoir utiliser du combustible dont la matière fissile est constituée soit d'oxyde d'uranium faiblement enrichi en uranium 235, soit d'un mélange d'oxyde d'uranium et d'oxyde de plutonium. Les gestions de référence envisagées pour la phase de conception du réacteur EPR, et décrites dans le rapport préliminaire de sûreté étaient basées sur un cœur UO<sub>2</sub> avec un cycle de 12 mois, 18 mois ou 22 mois et sur un cœur MOX 30% avec un cycle de 18 mois

Pour le Rapport de Sûreté de Flamanville 3, la première gestion combustible retenue pour la mise en service est une gestion UO<sub>2</sub> avec un cycle de 18 mois, et un enrichissement à 4,2 % en <sup>235</sup>U.

*Cet aspect de la conception est développé dans les sous-chapitres 4.2 à 4.4 et au paragraphe 2 du sous-chapitre 11.3 du RDS.*



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 12/50

STANDARD

### **1.2.1.2.2. CONCEPTION DE L'ENVELOPPE SOUS PRESSION**

#### **1.2.1.2.2.1. CONCEPTION DU CPP**

Dans la logique de démarche de défense en profondeur, la conception du circuit primaire répond à la double exigence de réduire la fréquence des initiateurs (accroissement des marges de fonctionnement, accroissement de l'inertie des systèmes) et de maîtriser les conséquences des initiateurs apparus. La figure 3.1 FIG 1 permet de localiser les évolutions apportées au circuit primaire par rapport à la précédente génération de réacteurs. Elles portent sur les composants suivants :

- Au niveau de la cuve (élément 1) : pour accueillir le « gros cœur » de 241 assemblages, la cuve offre un plus grand diamètre et est équipée en pourtour intérieur d'un réflecteur lourd. Ce dernier est constitué d'un empilage de douze galettes forgées, solidarisées à la plaque inférieure de cœur par un ensemble de clavettes et tirants. Ce dispositif permet de supprimer tout assemblage soudé ou boulonné à proximité du cœur. Il permet également de réduire les fuites neutroniques et d'obtenir un niveau de fluence en fin de vie limité en jouant le rôle d'écran protecteur de la cuve vis à vis du flux neutronique. La virole porte-tubulures et la bride de cuve sont formées d'une seule pièce forgée monobloc à partir d'un lingot de fort tonnage, ce qui permet de supprimer le joint circulaire de forte épaisseur qui existe entre ces deux pièces sur les cuves du parc. La conception interne de la cuve bénéficie par ailleurs d'une simulation complète des phénomènes thermo-hydrauliques dans les conditions d'exploitation normale et dans les principales situations accidentelles.
- Au niveau du couvercle de cuve (élément 2) : pour permettre l'installation de l'instrumentation du cœur en partie supérieure afin d'éviter tout risque de fuite en fond de cuve au niveau des traversées du RIC, la conception du couvercle et des mécanismes de commande de grappes reprend le principe du couvercle des cuves des tranches allemandes. L'instrumentation du cœur s'appuie sur un système aéroballe qui comprend douze lances pour l'instrumentation neutronique et thermique en périphérie du couvercle. Cette solution est rendue possible par le faible encombrement des mécanismes de commandes de grappe (MCG) qui évite de plus d'avoir un système de ventilation forcée pour les refroidir. Au total, cent-six traversées équipent le couvercle (89 pour les MCG et 17 pour l'instrumentation) soit vingt-huit de plus que sur le palier N4.
- Au niveau des pompes primaires (élément 3) : les pompes primaires bénéficient du retour d'expérience de la conception française et intègrent des adaptations de leur cellule hydraulique permettant d'une part de prévenir les risques d'érosion par cavitation constaté sur le palier N4 et d'autre part d'éviter les évolutions de performances constatées sur ce même palier en recourant à une finition de la roue de pompe par rognage et non par affûtage. De plus, elles sont équipées en complément des joints d'étanchéité successifs à la traversée de l'arbre de pompe, d'un dispositif d'étanchéité à l'arrêt ayant pour objectif de réduire les risques de fuite du circuit primaire dans les situations pouvant conduire à une détérioration des joints d'étanchéité principaux (situation de manque de tension généralisé - c'est à dire la perte des sources externes et des quatre diesels principaux - ou perte de la source froide).
- Au niveau des générateurs de vapeur (élément 4) : la conception des GV permet par l'augmentation (par comparaison avec la précédente génération de réacteurs) de leur volume interne d'adoucir les conséquences des transitoires. D'autres évolutions par rapport aux GV du palier N4 (augmentation de la surface d'échange, de la pression de saturation, amélioration de la circulation du fluide au niveau des plaques entretoises, ...) permettent d'obtenir un meilleur rendement de l'échangeur. De plus le choix de la nuance d'acier des tubes GV privilégie le retour d'expérience français.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 13/50

STANDARD

- Au niveau du pressuriseur (élément 5) : l'augmentation du volume interne du pressuriseur permet sur le même principe que les GV et par l'augmentation du volume primaire générée d'adoucir les conséquences des transitoires. Enfin, la conception du système d'aspersion permet de diminuer les chargements sur les tubulures concernées et de réduire les risques de fatigue sur la virole forgée.
- Pour la protection en pression du circuit primaire, le pressuriseur est équipé en partie supérieure de deux circuits assurant la décharge. Le premier d'entre eux (élément 6) permet d'évacuer le fluide primaire vers un réservoir de décharge au travers de soupapes pilotées à commande d'ouverture automatique. Le second d'entre eux (élément 7) est plus spécifiquement dédié aux situations d'hypothétiques accidents avec fusion du cœur et permet à partir d'une [ ] d'évacuer dans l'enceinte une partie du fluide primaire et d'abaisser ainsi la pression sous le seuil de 20 bars.
- Les tuyauteries primaires principales (élément 8) sont conçues et fabriquées avec des matériaux et selon des méthodes qui permettent d'exclure leur rupture guillotine doublement débattue en tant qu'initiateur de transitoire accidentel. Cette hypothèse d'exclusion de rupture fait l'objet d'une justification technique (en particulier vis à vis de la démonstration de résistance à des grands défauts traversants) et permet notamment d'alléger les contraintes que le supportage de ces lignes doit reprendre lors des transitoires. Elle s'inscrit dans la démarche de réduction des initiateurs et conduit à reconsidérer l'accident de dimensionnement du circuit primaire qui devient la rupture de la plus grosse tuyauterie connectée, à savoir la jambe d'expansion reliant la tuyauterie principale au pressuriseur (élément 5). Sur le plan de la réalisation des tuyauteries primaires, il est à noter que la branche froide est entièrement monobloc, ce qui permet de réduire le nombre de soudures homogènes (9 soudures par boucle contre 12 sur le palier N4).
- En termes d'installation, le calage altimétrique des différents composants, à savoir la cuve, les boucles primaires et les générateurs de vapeur permet d'une part de réduire les besoins d'exploitation à mi-boucle lors des phases d'arrêt et d'autre part d'avoir une moindre sensibilité au découvrément du cœur dans les situations d'APRP.

*La conception du circuit primaire et de ses composants est présentée dans les sous-chapitres 5.1 à 5.4 du RDS.*

#### **1.2.1.2.2.2. CONCEPTION DU CSP**

La conception du circuit secondaire intègre, elle aussi des évolutions qui portent principalement sur le circuit vapeur, à savoir :

- L'application du concept d'exclusion de rupture sur chacune des portions de tuyauterie (élément 10) comprise entre la sortie des générateurs de vapeur et le point fixe situé en aval des vannes d'isolement vapeur ; elle conduit à ne plus considérer la rupture doublement débattue de cette tuyauterie en tant qu'initiateur de transitoire accidentel. Par contre le concept d'exclusion de rupture n'est pas mis en œuvre sur la tuyauterie d'alimentation en eau des GV (élément 9).
- L'ensemble composé des vannes de décharge vapeur, des soupapes de sûreté et des vannes d'isolement des tuyauteries vapeur principales forment un groupe compact de robinetterie (11) dont la conception mécanique est telle qu'elle doit permettre d'exclure sa rupture et donc la séparation des différents organes la composant.

*La conception du circuit secondaire est présentée dans les sous-chapitres 10.3 à 10.6 du RDS.*



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 14/50

STANDARD

**1.2.1.2.3. CONCEPTION DES OUVRAGES DE GÉNIE-CIVIL ET DE LA TROISIÈME BARRIÈRE**

Dans le cadre de la démarche de sûreté mise en œuvre à la conception du réacteur EPR, les ouvrages de génie-civil doivent assurer une double fonction :

- d'une part protéger l'installation vis à vis de l'ensemble des agressions internes et externes retenues à la conception,
- d'autre part protéger l'environnement vis à vis de l'ensemble des situations accidentelles non pratiquement éliminées et en particulier restreindre les mesures de protection prises dans les situations les plus graves.

Avec des niveaux de chargement retenus sur EPR plus élevés que pour le parc en exploitation :

- Concernant les événements internes, le dimensionnement des ouvrages doit tenir compte d'une situation de fusion du cœur à basse pression avec des marges permettant de couvrir les incertitudes dans la connaissance de ces phénomènes.
- Concernant les événements externes, le dimensionnement des ouvrages doit tenir compte de chargements plus sévères qu'ils soient dus à des phénomènes naturels tels que le séisme ou les évolutions climatiques ou qu'ils soient dus à l'activité humaine tels que l'explosion et la chute d'avion.

Dans ce cadre, un chapitre spécifique a été intégré dans le RDS EPR avec pour objectifs :

- de recenser les différentes composantes des ouvrages standards ou de site (y compris les structures métalliques) de l'îlot nucléaire EPR,
- de présenter de manière détaillée les exigences de sûreté qui doivent être intégrées dans leur dimensionnement,
- d'introduire le code de conception utilisé (ETC-C) et de décliner les principaux critères de génie-civil associés.

*Les exigences et les bases de conception retenues pour les ouvrages de génie civil sont présentées dans la section 3.5.0 du RDS.*

Vis à vis de l'environnement, la troisième barrière de confinement et les dispositions de confinement périphériques constituent l'ultime protection contre les conséquences radiologiques des situations accidentelles en cas de défaillances des deux premières barrières, en particulier celles mettant en jeu une fusion du cœur. Face à ces situations, la protection des populations vivant dans le voisinage de la centrale et le respect des objectifs radiologiques associés reposent sur un ensemble de dispositions constructives appliquées à des bâtiments, équipements et circuits qui sont regroupées sous le terme de « fonction de confinement ».

Ces dispositions visent à assurer la rétention des produits radioactifs à l'intérieur des bâtiments concernés, qu'il s'agisse du bâtiment réacteur, des bâtiments périphériques susceptibles d'être contaminés de manière plus ou moins importante via les connexions qui les relient au bâtiment réacteur ou du bâtiment combustible lui-même en cas d'évènement qui y surviendrait. Des exigences d'étanchéité sont ainsi définies pour la conception de l'ensemble des bâtiments concernés par les différentes situations accidentelles.

Les principales dispositions liées au confinement des matières radioactives et à la protection de ce confinement sont représentés de manière schématique dans la figure 3.1 FIG 2.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 15/50

STANDARD

*1.2.1.2.3.1. DESCRIPTION DE L'ENCEINTE DE CONFINEMENT*

Pour le bâtiment réacteur, la conception retenue est basée sur le concept de double enceinte en béton mis en œuvre sur les réacteurs de la dernière génération du parc français auquel des évolutions ont été apportées au titre du renforcement de la défense en profondeur, principalement dues à la prise en compte à la conception des phénomènes liés aux situations de fusion du cœur à basse pression. Sur la base de la figure 3.1 FIG 2, cette évolution porte sur les aspects suivants :

- la mise en place d'une peau d'étanchéité métallique recouvrant en totalité la face intérieure de l'enceinte interne (élément 1) de manière à garantir un très faible taux de fuite de cette enceinte ; l'espace compris entre l'enceinte interne et l'enceinte externe (élément 2) est maintenu en dépression de manière à collecter les éventuelles fuites de l'enceinte interne et à les filtrer avant rejet à l'atmosphère.
- l'élimination de tous les chemins de fuite susceptibles de mettre en relation de manière directe l'intérieur de l'enceinte de confinement avec l'environnement extérieur. Dans ce but, l'installation est conçue de manière à ce que l'ensemble des traversées de l'enceinte (élément 3) débouchent dans des bâtiments périphériques permettant ainsi la reprise de fuites éventuelles.
- l'intégration dans l'enceinte de confinement de la réserve d'eau nécessaire en particulier à la maîtrise des accidents de dimensionnement et des hypothétiques accidents avec fusion du cœur. La localisation de cette réserve appelée IRWST (élément 6) permet d'alimenter les systèmes dédiés situés dans les locaux du BAS (élément 7) au travers d'aspiration directe dans des puisards séparés (élément 8) limitant ainsi les possibilités de défaillance liées au basculement lors du passage en recirculation.
- la conception d'un système de récupération et d'étalement du corium (élément 9) qui résulte de la fusion du cœur et de sa sortie à basse pression hors de la cuve. Cet ensemble consiste sous l'aspect génie civil en la réalisation d'un chenal d'amenée du corium débutant à l'aplomb de la cuve du réacteur et conduisant celui-ci gravitairement dans une vaste salle d'étalement, le plancher de celle-ci étant recouvert d'une couche de matériaux sacrificiels protégeant le radier dont l'épaisseur a été renforcée et évitant ainsi les interactions entre le corium et le béton du radier et la traversée du radier. Le remplissage après étalement de la zone d'étalement par l'eau présente dans la bache IRWST est réalisé de manière passive sous l'effet de la chaleur dégagée par le corium.
- le dimensionnement de l'enceinte interne (et de sa précontrainte) prenant en compte les effets de pression (et de température) des différents scénarios de fusion cœur retenus, en particulier les effets résultant de la déflagration de la quantité maximale d'hydrogène produite durant ces situations,
- la conception d'un système de type actif de refroidissement ultime de l'enceinte par aspersion et par évacuation de la puissance résiduelle contenue dans le corium. Ce système est composé de deux circuits identiques de refroidissement et a pour objectif d'évacuer la chaleur résiduelle hors de l'enceinte sans dispositif d'éventage. Le fonctionnement complet des deux circuits est requis durant les quinze premiers jours de l'accident en utilisant la réserve d'eau contenue dans l'enceinte, un seul circuit étant ensuite nécessaire à l'évacuation de la puissance.
- l'introduction de marges supplémentaires dans le dimensionnement de l'enceinte par la définition de deux « périodes de grâce ». La première s'applique à l'enceinte interne et consiste à garantir la tenue du confinement pendant une phase de douze heures après le début du scénario fusion cœur sans fonctionnement du système de refroidissement ultime de l'enceinte. La seconde s'applique à l'espace entre-enceinte et consiste à définir des critères de conception pour l'enceinte interne et l'enceinte externe permettant de garantir l'existence d'une période de grâce pendant laquelle l'espace entre-enceinte reste en dépression en postulant le non fonctionnement de la ventilation de cet espace après le début d'un scénario accidentel.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 16/50

STANDARD

- enfin pour améliorer la radioprotection du personnel pendant les phases d'accès au BR tranche en fonctionnement lors d'intervention pour maintenance, deux zones ont été créées à l'intérieur de l'enceinte. La première zone (Z1) comprend l'ensemble du circuit primaire et est considérée comme non accessible en puissance. Elle est isolée du reste de l'enceinte (zone Z2) par des voiles béton de forte épaisseur ou des dispositifs de protection métallique selon les lieux. En cas de situations accidentelles, ces dispositifs s'effacent de manière à disposer de la totalité de l'espace libre dans l'enceinte et éviter des concentrations gazeuses susceptibles de remettre en cause la tenue du confinement.

*La conception de l'enceinte est présentée dans la section 3.5.1 et au sous-chapitre 6.2 du RDS.*

#### 1.2.1.2.3.2. CONCEPTION DE L'ENCEINTE INTERNE

La mise en place d'un liner métallique ancré à l'enceinte interne permet de découpler, au sein de la fonction confinement, les aspects relatifs à l'étanchéité de l'enceinte de ceux relatifs à sa capacité de résister à la pression. Avec une telle orientation, l'étanchéité du confinement est assurée par le liner métallique, la résistance à la pression restant confiée à l'enceinte interne en béton et à son système de précontrainte. Cette solution s'apparente à celle mise en œuvre à la conception des tranches du palier 900 MW français.

Tenant compte de l'expérience acquise à la conception de ces enceintes, le dimensionnement de l'enceinte de confinement EPR est effectué sur la base d'une Pression absolue de dimensionnement. Celle-ci est utilisée pour dimensionner l'ensemble de l'ouvrage de génie civil et en particulier le système de précontrainte. Elle est enveloppe de l'ensemble des pressions atteintes dans les situations accidentelles prises en compte à la conception du réacteur, que celles-ci résultent des transitoires, incidents et accidents de référence (PCC 2 à 4), des défaillances multiples (RRC-A) ou d'un hypothétique accident avec fusion du cœur (AG). Sur la base des résultats des études correspondantes, la pression absolue de dimensionnement de l'enceinte interne EPR est fixée à la valeur de 0,55 MPa.

La démonstration du bon dimensionnement de l'enceinte interne tant en terme d'étanchéité qu'en terme de résistance à la pression s'effectue dans le cadre d'un test initial en air de l'enceinte à la température ambiante dont le maximum correspond à la Pression absolue maximale d'épreuve. Cet essai est réalisé sous la forme d'une mise en pression progressive de l'enceinte avec une succession de paliers de pression et de mesures associées. Le taux d'étanchéité de l'enceinte fait l'objet d'une mesure à la pression absolue de dimensionnement soit 0,55 MPa. Pour tenir compte des effets de la température sur le liner métallique et de la poussée que celui-ci induit sur l'ouvrage en béton à la température atteinte en situation accidentelle (170 °C), l'essai est prolongé jusqu'à la pression de 0,6 MPa qui constitue la pression absolue maximale d'épreuve. La mesure des contraintes à cette pression justifie la capacité de résistance de l'enceinte interne. La prescription INB167-26 de la décision [4] de l'ASN définit la valeur de pression pour les essais périodiques d'étanchéité de l'enceinte.

La démarche de dimensionnement est complétée au titre de la robustesse par une étude de vérification de l'étanchéité du confinement à un niveau de pression supérieur à la pression de dimensionnement. Dans ce cadre et avec l'objectif de s'assurer de l'existence de marges dans le dimensionnement, il est défini une Pression absolue de vérification de l'étanchéité. Celle-ci s'inscrit dans le prolongement de l'approche développée dans le Basic Design Report et rappelée en introduction du paragraphe 1.2. Elle permet de vérifier la capacité de l'enceinte à assurer son étanchéité dans des situations d'accidents avec fusion du cœur « limites » pour lesquels des phénomènes aggravant le risque ont été pris en compte. Dans ce cadre, la pression absolue de vérification de l'étanchéité de l'enceinte interne est fixée à la valeur de 0,65 MPa.

La figure 3.1 FIG 3 présente les différentes valeurs de pression prises en compte dans le dimensionnement de l'enceinte interne EPR.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 17/50

STANDARD

*1.2.1.2.3.3. LES BÂTIMENTS PARTICIPANT À LA FONCTION CONFINEMENT ET LES BIPASSES DU CONFINEMENT*

L'installation étant conçue de manière à ce que l'ensemble des traversées de l'enceinte débouchent dans des bâtiments périphériques, ces derniers jouent un rôle important dans le confinement des produits radioactifs. Les bâtiments concernés sont les quatre divisions du BAS, les BK et dans une moindre mesure le BAN, figure de principe 3.1 FIG 2. Dans ce cadre ces bâtiments font l'objet d'exigence d'étanchéité pour les situations où ils peuvent être utilisés. De plus, pour les besoins du calcul des conséquences radiologiques, paragraphe 1.2.3.5, des taux de fuite de ces bâtiments sont définis permettant d'évaluer de manière simplifiée et enveloppe les conséquences sur l'environnement tant des accidents de référence que des situations d'hypothétique accident avec fusion du cœur.

La démarche de recherche et d'élimination des bipasses repose sur le retour d'expérience des études du parc complétée des spécificités de l'EPR. Dans le cadre de la phase d'études détaillées, trois groupes de bipasses potentiels ont été recensés et analysés qui sont :

- les bipasses résultant d'événements initiateurs sur les circuits connectés au circuit primaire dus notamment à la défaillance d'organes d'isollements. Les principaux systèmes impliqués sont le RIS/RRA, le RCV, le système d'échantillonnage du primaire,
- les bipasses résultant de séquences accidentelles telles que le cumul d'une RTGV avec une vanne VDA ou VIV bloquée ouverte,
- les bipasses résultant d'hypothétiques accidents avec fusion du cœur ou de séquences de fusion cœur tels qu'une ou plusieurs RTGV ayant pour origine la séquence d'accident avec fusion du cœur.

Certains de ces bipasses sont exclus par des dispositions spécifiques de conception. D'autres sont maîtrisés de telle façon qu'ils ne conduisent pas à la fusion du cœur (par exemple la rupture du circuit RIS/RRA en mode RRA).

*Cet aspect de la conception est présenté dans les sous-chapitre 18.1 et sous-chapitre 19.1 et dans les section 6.2.1 et section 19.2.4 du RDS.*

*1.2.1.2.3.4. LE CONFINEMENT ADAPTÉ AUX ÉTATS D'ARRÊT ET À LA GESTION DU COMBUSTIBLE USÉ*

L'étude du confinement porte aussi sur les situations où le primaire est ouvert et sur les situations où le cœur est déchargé et stocké dans la piscine du bâtiment combustible.

Pour les situations où le cœur est totalement déchargé et refroidi dans la piscine du BK, l'analyse a conduit à définir et à concevoir un système de refroidissement spécifique permettant d'atteindre l'objectif « d'élimination pratique » de la fusion du cœur dans le BK.

Les risques de vidange rapide de la piscine sont aussi considérés. Des dispositions constructives sont retenues pour atteindre l'objectif « d'élimination pratique » de la fusion du cœur dans le BK suite à de tels scénarios.

Afin de préserver les exigences d'étanchéité à long terme du BK après les situations conduisant transitoirement à une entrée en ébullition de la piscine et au regard des rejets négligeables dans ce type de situation, un dispositif d'évent a été mis en place pour éviter la montée en pression dans le bâtiment. Cet événement est isolable de manière à pouvoir rétablir l'étanchéité du bâtiment une fois le refroidissement de la piscine rétabli.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 18/50

STANDARD

De plus, la conception des systèmes intervenant lors des phases d'arrêt du réacteur et en particulier dans les opérations de manutention du combustible intègre le retour d'expérience d'événements survenus sur le parc de réacteurs français. La machine servant à la manutention du combustible est ainsi équipée d'un dispositif permettant d'éviter les erreurs de positionnement des éléments combustible lors des opérations de rechargement.

L'activité dans le hall BK est contrôlée via des chaînes KRT dédiées. La détection d'une haute activité dans le hall BK commande automatiquement son confinement et le basculement de sa ventilation sur des files iodes.

*Cet aspect de la conception est présenté dans le sous-chapitre 9.1, le paragraphe 2 du sous-chapitre 18.3 et dans la section 19.2.4 du RDS.*

#### 1.2.1.2.3.5. LA CONCEPTION DES OUVRAGES COMMUNS À L'ÎLOT NUCLÉAIRE

Le radier [ ] constituent deux ouvrages communs à l'ensemble ou à une grande partie de l'îlot nucléaire. Ils sont conçus sur le principe suivant :

- Le radier a une forme [ ]. Il constitue le socle commun à l'ensemble du bâtiment réacteur et des bâtiments dits « périphériques », à savoir le bâtiment combustible et les quatre divisions du BAS. Sa fondation de forte épaisseur lui permet d'assurer la stabilité relative des bâtiments qu'il supporte. De plus, il intègre au niveau du bâtiment réacteur et dans un secteur de celui-ci le dispositif de récupération et de refroidissement du corium.
- [ ]

*Cet aspect de la conception est présenté dans les section 3.5.0, section 3.5.4 et section 3.5.5 du RDS.*

#### 1.2.1.3. LES FONCTIONS DE SÛRETÉ

Dans la droite ligne des réacteurs actuellement en exploitation, la conception du réacteur EPR repose sur la mise en œuvre du principe de « défense en profondeur » appliqué à la démonstration du respect des trois fonctions fondamentales de sûreté que sont la maîtrise de la réactivité, le refroidissement du combustible, et le confinement des substances radioactives. Plusieurs niveaux de protection sont conçus pour atteindre cet objectif qui incluent l'interposition de barrières successives entre les substances radioactives et l'environnement.

La conception du réacteur EPR, en tant que réacteur « évolutionnaire » tire le bénéfice du retour d'expérience des réacteurs actuellement en exploitation, et tend pour chacune des trois fonctions fondamentales de sûreté à accroître la profondeur dans la prévention et la mitigation des incidents d'exploitation et des accidents afin de porter à un niveau encore supérieur la protection du public et des travailleurs. Cette démarche se concrétise pour chacune des trois fonctions de sûreté par les exemples présentés ci-après.

Dans le domaine de la maîtrise de la réactivité :

- reconduction du système passif d'insertion des grappes par gravité, augmentation des marges cœur en considérant une puissance linéique plus faible et une instrumentation « in core » fixe assurant le suivi permanent des paramètres du cœur,

*Cet aspect de la conception est développé dans le sous-chapitre 4.1 du RDS.*





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 19/50

STANDARD

- séparation au sein du système de borication de la réalisation de la fonction de sûreté et de la fonction opérationnelle. La conséquence en est la création d'un système dédié à la borication en situation accidentelle composé de deux trains redondants, chacun d'eux équipé d'une pompe et d'une réserve d'eau borée localisées dans le bâtiment combustible et ayant la capacité de ramener le réacteur dans un état sûr après un transitoire accidentel de façon indépendante de l'injection de sécurité,

*Cet aspect de la conception est développé dans le sous-chapitre 6.7 du RDS.*

- recherche systématique des diverses situations pouvant conduire à la dilution de l'eau du circuit primaire et mise en place de systèmes de surveillance permettant pour la plupart d'entre elles d'arrêter la dilution existante et pour d'autres d'exclure leur apparition par des dispositions adéquates au niveau de la conception,

*Cet aspect de la conception est développé dans les section 15.2.4, section 19.1.3 et section 19.2.4 du RDS.*

- Pour les situations où le combustible est partiellement ou totalement localisé dans le bâtiment combustible, le système PTR permet d'assurer la surveillance et le contrôle de la concentration en Bore des piscines afin de permettre la sous criticité même en situation accidentelle de manutention combustible. La conception du râtelier d'entreposage des assemblages de combustible permet d'exclure tout risque de criticité en situation normale ou de positionnement anormal d'un assemblage. Sa géométrie permet d'assurer la sous criticité du combustible stocké pour une concentration nulle du Bore en piscine.

*Cet aspect de la conception est développé dans le sous-chapitre 9.1 RDS.*

Dans le domaine du refroidissement du combustible et de l'évacuation de la puissance résiduelle :

- création d'un système combinant les fonctions d'injection de sécurité et de refroidissement du réacteur à l'arrêt organisé en quatre trains séparés et indépendants. Chaque train est équipé d'un accumulateur situé à l'intérieur du bâtiment réacteur permettant d'injecter dans les branches froides du circuit primaire. A l'extérieur du BR, il comprend une pompe d'injection basse pression, une pompe d'injection moyenne pression et un échangeur de chaleur. En mode « injection », le lignage du circuit permet d'introduire de l'eau de la bêche RIS (IRSWT située dans le BR) dans les branches froides du primaire. Le basculement du circuit en mode « refroidissement » permet d'alimenter les pompes basse pression depuis les branches chaudes et de réinjecter dans les branches froides l'eau prélevée après passage par l'échangeur.

*Cet aspect de la conception est développé dans le sous-chapitre 6.3 du RDS.*

- séparation totale de la fonction d'alimentation de secours des GV et de la fonction de démarrage et d'arrêt du réacteur, cette dernière étant assurée par un système dédié. La fonction d'alimentation de secours comprend quatre trains possédant chacun une réserve d'eau et une pompe alimentant de manière séparée un des quatre générateurs de vapeur. Deux collecteurs reliant les quatre trains permettent de réaliser des secours mutuels en cas de défaillance de l'une des pompes équipant ces trains. Du fait de son installation répartie sur les quatre trains, la réserve d'eau d'alimentation de secours des GV offre une meilleure résistance aux modes communs auxquels l'installation peut être confrontée, en particulier les agressions externes.

*Cet aspect de la conception est développé dans le sous-chapitre 6.6 du RDS.*

- création d'une fonction d'évacuation de la puissance hors de l'enceinte de confinement pour les situations d'hypothétiques accidents avec fusion du cœur. Elle est assurée par un circuit composé de deux trains, chacun d'eux comportant une pompe et un échangeur de chaleur et pouvant refroidir à la fois l'enceinte par aspersion et le corium par circulation dans la chambre d'étalement. Le fonctionnement des deux trains est requis au delà d'un délai de grâce de



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 20/50

STANDARD

12 heures durant les quinze premiers jours suivant l'accident, l'évacuation de la puissance résiduelle pouvant être assurée par l'un des deux trains après cette période.

*Cet aspect de la conception est développé dans le sous-chapitre 6.2. du RDS.*

- implantation d'une réserve d'eau borée à l'intérieur du bâtiment réacteur servant à l'alimentation des circuits de refroidissement de secours du réacteur et à l'évacuation ultime de la puissance en situation d'hypothétique accident avec fusion du cœur, ainsi qu'à l'alimentation du système de contrôle chimique et volumétrique du fluide primaire . Une telle implantation évite le passage en recirculation dans les situations accidentelles et offre une meilleure protection de la réserve d'eau vis à vis des agressions externes.

*Cet aspect de la conception est développé dans le sous-chapitre 6.3 du RDS.*

- conception de la chaîne de refroidissement via l'eau brute secourue et la réfrigération intermédiaire de telle sorte que la contribution de la perte totale de la source froide en tant qu'initiateur de situations accidentelles soit très fortement réduite. Elle est ainsi composée d'une chaîne principale organisée en quatre trains séparés et indépendants équipés chacun d'une pompe et d'un échangeur de chaleur. La chaîne principale est de plus doublée par un circuit spécifique (chaîne dédiée) comprenant deux trains alimentés par des sources électriques particulières et permettant d'évacuer la chaleur issue du refroidissement du corium en situation d'hypothétique accident avec fusion du cœur. L'architecture de ces différents systèmes combinée avec l'exigence de desservir une tranche unique conduit à une conception de la station de pompage entièrement nouvelle en comparaison des ouvrages équivalents sur les sites du parc nucléaire français.

*Cet aspect de la conception est développé dans le sous-chapitre 9.2 du RDS.*

- Enfin pour les situations où le combustible est partiellement ou totalement localisé dans le bâtiment combustible, réduction de la sensibilité aux indisponibilités de matériels par le doublement des pompes des deux boucles principales du circuit de refroidissement et "élimination pratique" des situations de fusion des éléments combustible dans la piscine par la création d'une troisième chaîne de refroidissement dédiée à la mitigation des situations de perte des trains principaux de refroidissement ainsi que par la mise en œuvre de dispositions permettant de prévenir et/ou de gérer les situations de vidange accidentelle de la piscine de désactivation.

*Cet aspect de la conception est développé dans la section 9.1.3, le paragraphe 2 du sous-chapitre 18.3 et dans la section 19.2.4 du RDS.*

Dans le domaine du confinement des substances radioactives : les dispositions mises en œuvre sur EPR pour confiner les substances concernent essentiellement le bâtiment réacteur et les bâtiments périphériques. Elles sont présentées et détaillées dans le paragraphe 1.2.1.2.3 traitant de la conception de la troisième barrière.

L'arrêté INB du 7 février 2012 introduit une quatrième fonction de sûreté qui est « la protection des personnes et de l'environnement contre les rayonnements ionisants ».

Les dispositions mises en œuvre pour assurer les trois fonctions fondamentales de sûreté permettent d'assurer la protection des personnes et de l'environnement contre les rayonnements ionisants (comme par exemple par des dispositions de blindage contre les rayonnements, assurées notamment par une épaisseur minimale de béton pour l'enceinte de confinement). A ce titre, dans le reste du rapport de sûreté, seules les trois fonctions fondamentales de sûreté sont explicitement citées. »



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 21/50

STANDARD

#### **1.2.1.4. ÉLÉMENTS IMPORTANTS POUR LA PROTECTION (EIP)**

Les EIP sont les éléments importants pour la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement (sécurité, santé et salubrité publiques, protection de la nature et de l'environnement), c'est-à-dire des structures, équipements, systèmes (programmés ou non), matériels, composants, ou logiciels présents dans une installation nucléaire de base ou placés sous la responsabilité de l'exploitant, assurant une fonction nécessaire à la démonstration mentionnée au deuxième alinéa de l'article L. 593-7 du code de l'environnement ou contrôlant que cette fonction est assurée si ce contrôle est nécessaire à la protection des intérêts mentionnés à l'article L 593-7 du code de l'environnement.

Les EIP sont répartis en deux catégories pour la démonstration de sûreté nucléaire :

- les Eléments Importants Pour la Sûreté (EIPS) vis-à-vis des risques liés aux incidents et accidents radiologiques (voir paragraphe 1.2.3). Les EIPS correspondent aux systèmes, structures et composants classés de sûreté au titre de la démarche de classement EPR retenue en application des directives techniques (voir paragraphe 1.2.5). En complément, les éléments détaillés au paragraphe 2.4 du sous-chapitre 3.2 sont également EIPS. Cela concerne notamment les assemblages de combustible, les grappes de commandes et certains colis de transport, les dispositions matérielles noyau dur et les équipements passifs statiques participant à la protection contre les agressions internes et externes.
- les Eléments Importants pour la Protection vis à vis des Risques classiques (EIPR) liés aux incidents et accidents non radiologiques, paragraphe 1.2.7.1.

En complément, les Eléments Importants pour la Protection vis à vis des Inconvénients du fonctionnement normal (EIPI) ont été définis par EDF, toutefois ceux-ci n'interviennent pas dans la démonstration de sûreté nucléaire telle que définie au chapitre 0.

### **1.2.2. INTÉGRATION DE L'EXPLOITATION ET DE LA MAINTENANCE À LA CONCEPTION : LES EFFETS D'ARCHITECTURE**

#### **1.2.2.1. LA MAINTENANCE PRÉVENTIVE**

L'existence d'une conception en quatre trains de sûreté redondants permet de réaliser la maintenance en puissance de l'un des quatre trains de sauvegarde indispensable au respect des objectifs de disponibilité de l'EPR. Cette maintenance est prise en compte dans les règles d'études d'accidents. De plus la mise en œuvre du concept à « deux zones » dans le bâtiment réacteur permet de préparer et d'achever les opérations de maintenance à l'intérieur de ce bâtiment pendant une durée de dix jours planifiés autour de l'arrêt pour rechargement. La description du concept de « deux zones » est décrite dans la section 6.2.4 relative au système ETY.

Les opérations de maintenance programmées lors des arrêts ont fait par ailleurs l'objet d'une revue visant à améliorer les conditions d'intervention du personnel. A titre d'exemple, les diamètres des ouvertures d'accès secondaire et primaire des générateurs de vapeur ont été augmentés par rapport au palier N4 de façon à faciliter l'entrée des intervenants et des équipements de contrôle.

*Cet aspect de la conception est présenté dans le sous-chapitre 13.2 du RDS.*



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 22/50

STANDARD

### 1.2.2.2. LA RADIOPROTECTION

La réduction des expositions professionnelles des travailleurs fait l'objet d'un processus d'optimisation à la conception basé sur le retour d'exploitation collecté sur le parc français. L'approche ALARA (voir définition chapitre 0) est mise en œuvre dans cette démarche de réduction des doses en prenant en compte le retour d'expérience des meilleures tranches du parc nucléaire français. Elle permet de définir un objectif ambitieux de dose collective.

Pour EPR, l'objectif de dose collective pour le personnel de la centrale est de 0,35 H.Sv par an et par tranche, moyenné sur 10 ans. A ce jour, la dose collective moyenne subie dans les centrales des pays de l'OCDE est de l'ordre de 1 H.Sv par an et par tranche. Ainsi, l'objectif de l'EPR vise à une réduction significative de la dosimétrie collective.

La réduction de la dosimétrie individuelle est obtenue en axant les actions d'optimisation sur les populations les plus exposées. Cette évaluation passe par la connaissance du terme source mais également par une meilleure conception des installations, facilitant l'exploitation et la maintenance pour réduire la dosimétrie des intervenants. A titre d'exemple :

- La solution technique retenue sur le couvercle de cuve pour le remplacement des mécanismes de commandes de grappe (liaison boulonnée entre bride de carter et bride d'adaptateur) permet de réduire d'un facteur 40 la dose prise par le personnel lors de ces interventions.
- La mise en place d'un plancher en béton au sommet du pressuriseur au niveau des soupapes de sûreté ainsi que la disposition des cannes chauffantes en réseau à pas carré (assurant un démontage par procédé automatisé) permet de réduire la dosimétrie d'un facteur 5 sur les opérations de maintenance correspondantes.

*Cet aspect de la conception est présenté dans le sous-chapitre 12.4 du RDS.*

### 1.2.2.3. L'INSTRUMENTATION ET LE CONTRÔLE-COMMANDE

La technologie numérique est utilisée à la fois pour l'instrumentation et le contrôle-commande conventionnel et pour l'instrumentation et le contrôle-commande classés de sûreté, de manière à tirer le meilleur profit de l'expérience acquise sur les tranches les plus modernes. L'utilisation de cette technologie éprouvée présente des avantages en termes de diversification matérielle entre l'automate de protection et l'automate de tranche et d'interface homme-machine avec une interface informatisée (Moyen de Conduite Principal) et conventionnelle (Moyen de Conduite de Secours).

L'architecture physique des systèmes de contrôle-commande est conçue de manière à fournir une indépendance suffisante entre les fonctions requises pour les différents niveaux de la démarche de défense en profondeur.

Les systèmes accomplissant des fonctions de sûreté possèdent les redondances requises pour satisfaire, lorsque cela est nécessaire, au critère de défaillance unique. Le niveau d'indépendance est acquis par des dispositions telles que la séparation, l'isolement, l'autonomie et la diversification. En particulier, des dispositions, telles que la diversification des plates-formes de contrôle-commande et la diversification des logiciels, sont prises pour exclure les défaillances de cause commune logicielles.

*Cet aspect de la conception est présenté dans le chapitre 7 du RDS.*



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 23/50

STANDARD

#### 1.2.2.4. L'INGÉNIERIE DES FACTEURS HUMAINS

Une attention est donnée au facteur humain tout au long du processus de conception des moyens d'exploitation en fonctionnement normal (conduite, essais et maintenance), incidentel, accidentel, et en hypothétiques accidents avec fusion du cœur. L'objectif principal est d'aboutir à une conception qui tire avantage des capacités humaines en minimisant les possibilités d'erreurs humaines et leurs conséquences potentielles sur l'installation.

L'objet de l'intégration des facteurs humains au processus d'ingénierie de conception est de garantir :

- les moyens nécessaires au personnel d'exploitation pour accomplir leurs missions en cohérence avec les critères de sûreté, de qualité, de fiabilité et de disponibilité de l'installation,
- des conditions nécessaires au personnel d'exploitation pour assurer la sécurité de leurs interventions (santé, risques conventionnels et risques radiologiques).

Le niveau d'automatisation est fixé pour que l'équipe de conduite remplissent ses missions en conscience et en responsabilité, dans le respect de la sûreté de l'installation. Ainsi, d'une part, les tâches qui nécessitent une action devant être rapide ou d'une fiabilité supérieure aux possibilités humaines et organisationnelles sont automatisées :

- les actions requises dans les 30 premières minutes d'une situation accidentelle pour atteindre l'état contrôlé ou l'état sûr,
- les conditions nécessaires à court terme pour prévenir un danger pour le personnel ou des dommages irréversibles à l'installation.

D'autre part, l'équipe de conduite doit être en capacité de reprendre le contrôle de l'installation à tout moment, de manière à couvrir un large éventail de conditions pouvant être rencontrées, ou pour pallier la défaillance potentielle de systèmes automatiques. En conséquence, les moyens d'exploitation (interface homme-machine, organisation de conduite, formation des opérateurs, etc.) doivent être suffisants pour surveiller et gérer l'installation en toutes circonstances. Les informations sur l'état de l'installation et l'évolution du procédé doivent être limitées à ce qui est nécessaire à l'élaboration et la mise à jour de l'image mentale de l'installation et à la surveillance de l'efficacité des actions de conduite, en conditions normales et dégradées.

Le facteur humain est pris en compte dans la conception de l'installation sur la base d'un programme de travail d'ingénierie des facteurs humains qui concerne :

- les interfaces de conduite en particulier le Moyen de Conduite Principal (MCP),
- les locaux, bâtiments et matériels dans ou sur lesquels sont effectuées les opérations de maintenance et d'exploitation en local,
- la documentation d'exploitation.

*Ces aspects de la conception sont traités dans le chapitre 7 du rapport de sûreté pour ce qui concerne le contrôle commande, dans le chapitre 13 pour ce qui concerne la conduite de la tranche et dans le chapitre 17 pour ce qui concerne le programme d'ingénierie facteur humain en général.*



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 24/50

STANDARD

### **1.2.3. LE CADRE DU DIMENSIONNEMENT**

#### **1.2.3.1. LA MAÎTRISE DES ÉVÉNEMENTS INITIATEURS SIMPLES**

La démarche de sûreté impose de prendre en compte à la conception du réacteur un nombre limité d'événements représentatifs et enveloppes des situations qui peuvent être potentiellement rencontrées durant son exploitation et les différents états du réacteur qui la composent. Ces événements en tant qu'initiateurs de transitoires font l'objet d'un regroupement en plusieurs catégories sur la base d'une estimation de leur fréquence d'occurrence et de leurs conséquences sur l'environnement. Les erreurs humaines sont considérées dans l'estimation de ces fréquences d'occurrence et font partie de certains initiateurs (surtout PCC-2).

Sur cette base, quatre catégories d'événements sont identifiées qui sont :

- la catégorie 1 « PCC1 » renfermant l'ensemble des conditions d'exploitation normale,
- la catégorie 2 « PCC2 » regroupant les transitoires de référence,
- la catégorie 3 « PCC3 » regroupant les incidents de référence,
- la catégorie 4 « PCC4 » regroupant les accidents de référence.

L'identification de ces événements et leur regroupement en catégories est utilisé pour dimensionner les systèmes devant les maîtriser et ainsi empêcher qu'ils conduisent à des conséquences inacceptables pour l'installation et pour son environnement.

Le réacteur EPR étant d'une conception nouvelle, l'établissement de la liste des événements considérés pour son dimensionnement est réalisé selon les étapes suivantes :

- En tant que réacteur « évolutionnaire », une première liste des conditions de dimensionnement de l'EPR a été établie en préalable à la phase de Basic Design en fonction des orientations retenues pour sa conception et en tenant compte des événements considérés sur les tranches lui servant de référence, à savoir les derniers réacteurs à eau pressurisée de conception française et allemande ; par rapport à ces réacteurs de référence, la liste initiale et le regroupement d'événements en catégories intègrent la volonté de réduire la fréquence des initiateurs.
- Cette liste a subi des adaptations durant la phase de Basic Design pour tenir compte d'une part de l'approfondissement et de l'évolution de la conception du réacteur et d'autre part pour intégrer les exigences issues de l'évaluation du projet par l'Autorité de Sûreté. La précision des différents états du réacteur ainsi que la considération des événements pouvant survenir dans les bâtiments périphériques ont participé à cette évolution. De plus des événements ont été « exclus » de la liste car non représentatifs des options prises à certaines étapes de la conception de l'EPR. Selon les choix de conception retenus, certains événements peuvent conduire à la définition d'exigences de fiabilité sur les équipements impliqués dans leur prévention et leur mitigation. D'autres événements peuvent être « exclus » de la liste et dans ce cas faire l'objet d'une analyse particulière dans le cadre « d'études spécifiques », paragraphe 1.2.3.6.
- L'ensemble de ces raisons a conduit à retenir en fin de phase de Basic Design, une liste d'événements qui a fait l'objet d'une justification détaillée transmise à l'ASN. La démonstration de sûreté présentée dans le présent document est basée sur cette liste.

La liste des conditions de fonctionnement de référence couvre également les scénarios de vidange accidentelle de la piscine BR ou de la piscine BK.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 25/50

STANDARD

Le chapitre 15 est consacré à la présentation des événements retenus dans la liste finale, à la description des hypothèses prises dans les études associées ainsi qu'à l'analyse de sûreté de chacun d'entre eux qui justifie, d'une part, du bon dimensionnement de l'ensemble de l'installation et, d'autre part, de sa capacité à être ramenée et maintenue dans un état sûr, dans le respect des critères de sûreté applicables à chacune des catégories PCC2 à PCC4 étudiées. L'analyse de sûreté de chaque événement permet ainsi de :

- vérifier le respect des critères de sûreté sur la durée ainsi que celui des critères de conséquences radiologiques correspondants, paragraphe 1.2.4.2,
- confirmer les seuils des actions automatiques engendrées par le système de protection,
- s'assurer de la possibilité de retourner et de se maintenir en état sûr (élaboration des règles de conduite) dans la maîtrise des trois fonctions fondamentales de sûreté,
- contrôler le classement et préciser les exigences fonctionnelles des équipements nécessaires à ce retour et maintien en état d'arrêt sûr, y compris pour leur qualification éventuelle.

Les événements ayant été « exclus » de la liste au cours de l'une des étapes du processus présenté précédemment devraient théoriquement ne plus faire l'objet d'une analyse de sûreté. Néanmoins, au titre de défense en profondeur, une analyse de ces événements a été conduite avec des hypothèses réalistes et est présentée dans le sous-chapitre 19.3.

#### **1.2.3.2. LA RÉDUCTION DU RISQUE ET LA PRÉVENTION D'UN HYPOTHÉTIQUE ACCIDENT AVEC FUSION DU CŒUR**

La prévention des situations de fusion du cœur constitue la première étape de la réduction du risque. La catégorie de réduction du risque A (RRC-A) intervient en complément de l'analyse déterministe des conditions de fonctionnement de référence (PCC). Elle considère des combinaisons d'événements (appelées séquences) susceptibles de conduire à des situations de fusion cœur par les défaillances multiples qu'ils initient. La liste des conditions avec défaillances multiples proposée dans le présent rapport est essentiellement basée sur une approche probabiliste utilisant le résultat de l'EPS de réalisation. Elle est complétée par les situations de perte de source électrique ou froide long terme et les fuites non isolables sur les tuyauteries anciennement à exclusion de fuite.

Sur le plan technique, des moyens de contrôle de ces séquences (appelés « dispositions ») sont identifiés, conçus et installés pour prévenir la fusion cœur et contenir les conséquences de ces séquences en terme de rejets dans l'environnement à des niveaux « acceptables ». Dans certains cas, ces dispositions relèvent uniquement [ ].

*Cet aspect de la conception est présenté dans le sous-chapitre 19.1 du RDS.*

#### **1.2.3.3. LA RÉDUCTION DU RISQUE ET LA MAÎTRISE DES SITUATIONS DE FUSION CŒUR**

La maîtrise des situations de fusion du cœur prend pour base l'analyse de sûreté de différents phénomènes qui font suite à la fusion du cœur à basse pression et qui ne font pas l'objet de dispositions « d'élimination pratique ». L'objectif est de montrer que compte-tenu des dispositions de mitigation retenues à la conception, ces situations nécessitent uniquement des mesures de protection très limitées dans l'espace et dans le temps.

Ces différents phénomènes sont étudiés afin d'identifier des dispositions permettant de limiter les conséquences radiologiques de la fusion du cœur à l'extérieur du site.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 26/50

STANDARD

Les dispositions mises en place visent :

- au renforcement du confinement statique et dynamique de l'installation pour limiter les fuites directes,
- au maintien de l'intégrité de ce confinement sur le long terme au travers du contrôle des phénomènes susceptibles d'y porter atteinte (maîtrise de la pression et température de l'enceinte, préservation du radier, contrôle de l'hydrogène).

Les dispositions mises en place pour le maintien de l'intégrité du confinement sont dimensionnées de manière déterministe sur la base de scénarios de référence représentatifs enveloppes du phénomène considéré.

Les analyses déterministes servent également à la définition de l'instrumentation nécessaire à l'opérateur et à l'équipe de crise pour gérer ce type de situation ainsi qu'à la définition des conditions de qualification des équipements nécessaires à la démonstration de l'atteinte des objectifs de sûreté.

L'efficacité des dispositions renforçant le confinement est vérifiée sur la base d'évaluations des conséquences radiologiques d'un terme source enveloppe des rejets dans l'enceinte (deux cinétiques étudiées).

Cette démarche déterministe est complétée d'une vérification probabiliste. Le volet probabiliste de cette démarche s'appuie sur l'EPS de niveau 2. L'EPS permet de vérifier la fiabilité des dispositions mises en place au travers du caractère résiduel des séquences accidentelles conduisant à des rejets importants.

#### **1.2.3.4. LES SITUATIONS « PRATIQUEMENT ÉLIMINÉES »**

Les situations qui font l'objet d'un traitement particulier conduisant à leur « élimination pratique » sont celles qui sont susceptibles de générer des rejets précoces importants. Sont en particulier concernées par cette démarche les séquences suivantes :

- la fusion du cœur à haute pression et échauffement direct de l'enceinte (DCH),
- les accidents d'injection rapide de réactivité,
- les explosions de vapeur susceptibles de mettre en danger la tenue de la cuve et du confinement,
- les détonations d'hydrogène susceptibles de mettre en danger la tenue du confinement,
- les bypasses du confinement avec fusion du cœur,
- la fusion du combustible présent dans la piscine de désactivation du BK.

La démarche accidents graves repose sur une démarche déterministe supportée par une vérification probabiliste. Concernant les situations à éliminer pratiquement, cette démarche déterministe vise à identifier les phénomènes pouvant conduire à une perte précoce du confinement en situation de fusion du cœur. Ces transitoires font ensuite l'objet d'une analyse fonctionnelle afin d'identifier les dispositions à mettre en place afin d'en diminuer les conséquences (préservant ainsi le confinement) ou d'en prévenir l'occurrence.

La fiabilité de la conception est ensuite vérifiée au travers du caractère résiduel des séquences accidentelles conduisant à des rejets précoces importants.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 27/50

STANDARD

La démonstration que ces situations sont "pratiquement éliminées" ne repose donc pas exclusivement sur des considérations probabilistes mais sur un ensemble de considérations déterministes et probabilistes, en tenant compte des incertitudes dues aux connaissances limitées de certains phénomènes physiques.

Le volet probabiliste de cette démarche s'appuie sur les résultats d'évaluations probabilistes de niveau 1 et de l'EPS de niveau 2.

*Cet aspect de la conception est présenté dans les sections 18.1.3 et 19.2.4 du RDS.*

### **1.2.3.5. LES AGRESSIONS**

La démarche de défense en profondeur impose de prendre en compte dans la conception de l'installation l'ensemble des agressions internes et externes susceptibles d'affecter la sûreté du réacteur par les effets de modes communs qu'elles peuvent potentiellement créer.

#### **1.2.3.5.1. LES AGRESSIONS INTERNES**

En cohérence avec [4] et l'arrêté INB, les agressions internes prises en compte dans le dimensionnement sont les suivantes :

- L'incendie, en considérant les trois volets de la protection que sont :
  1. la prévention (par le recours à des matériaux peu combustibles, à des règles d'installation particulières et un fractionnement du potentiel calorifique en secteurs et zones de feu),
  2. la sectorisation,
  3. le contrôle : la détection (par la localisation rapide du point de détection et le déclenchement de l'alarme) et la lutte contre l'incendie consistant à assurer l'évacuation du personnel et l'extinction du feu par des moyens mobiles ou fixes – ce troisième volet étant plutôt destiné à la protection de l'environnement au sens des risques classiques.
- L'inondation en considérant les sources potentielles telles que les fuites d'équipements (pompes, robinets, réservoirs, etc.) les ruptures ou fissures de tuyauteries, le débordement de réservoirs, la rupture de certaines bâches ou l'aspersion par les systèmes de lutte contre l'incendie.
- Les ruptures de tuyauteries haute énergie, qui peuvent provoquer, du fait de leurs conditions de fonctionnement élevées, des conséquences à l'extérieur de l'équipement concerné soit sous la forme mécanique par l'effet de fouettement de la tuyauterie elle-même soit sous la forme fluide (jet, ambiance dégradée en termes de pression, température et irradiation, aspersion), les aspects liés à l'inondation étant traités dans le cadre défini précédemment.
- Les défaillances de réservoirs, pompes ou vannes qui, selon leur caractère haute ou moyenne énergie lié à leur condition de fonctionnement, sont susceptibles d'engendrer des missiles internes ou une inondation.
- Les missiles internes générés par la défaillance d'équipement mécanique haute énergie de type réservoirs ou vannes ou comme, par exemple, l'éjection d'éléments mécaniques sous pression tels que les tiges des grappes de commande, les cannes du pressuriseur, ou les défaillances des matériels tournants (pompes, turbines par exemple).
- Les explosions internes liées aux gaz inflammables ou explosifs présents sur l'INB en considérant les sources potentielles d'explosion suivantes : l'explosion interne aux circuits, l'explosion interne aux bâtiments provenant d'un dégagement de gaz explosifs de ces circuits ou de process (batteries...) dans les locaux qui les abritent, l'explosion externe aux bâtiments résultant de l'éclatement de capacités ou de dégagement provenant d'un circuit.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 28/50

STANDARD

- Les collisions et chutes de charge générées par la défaillance des moyens de manutention lors des transports à l'intérieur de l'installation.
- Les interférences électromagnétiques internes générées par les décharges électrostatiques ou liées à l'activité industrielle humaine et au fonctionnement des appareils et installations de la tranche nucléaire.

Elles se traduisent par des règles d'installation et/ou des dispositions de protection interne appliquées à chacun des bâtiments concernés. Au terme de la conception, une étude de vérification confirme l'atteinte des objectifs de sûreté fixés vis-à-vis de ces agressions, étude réalisée pour chacun des bâtiments concernés sur la base de règles proches de celles utilisées pour les événements initiateurs (prise en compte d'une défaillance unique et des indisponibilités dues aux actions de maintenance préventive).

*Cet aspect de la conception est présenté dans le sous-chapitre 3.4 du RDS.*

#### **1.2.3.5.2.LES AGRESSIONS EXTERNES**

En cohérence avec [4] et l'arrêté INB, les agressions externes considérées dans la conception de l'installation et dans la démonstration de sûreté sont décrites ci-après de manière succincte :

- Les séismes, au travers de la prise en compte de mouvements sismiques de dimensionnement sous la forme de jeux de spectres dits « EUR » calés à 0,25 g ou 0,20 g selon qu'ils sont appliqués à la partie standard de l'installation nucléaire ou aux ouvrages de site. En tant que cas de charge, ces spectres sont utilisés pour le dimensionnement des ouvrages et équipements classés de sûreté. La conception est complétée par une analyse de sûreté visant d'une part à s'assurer de la cohérence des hypothèses avec les exigences de la RFS 2001-01 (comprenant la vérification des marges sismiques) et d'autre part à vérifier l'absence de conséquences de défaillances simples ou multiples d'équipements sous séisme dans le cadre d'une démarche de type « séisme événement ».
- Les chutes d'avion, au travers d'une approche conforme aux termes de la RFS I.2.a qui impose de considérer les risques induits par le trafic aérien en s'appuyant sur sa répartition en trois familles d'avions qui sont l'aviation générale (avions de masse inférieure à 5,7 tonnes), l'aviation militaire et l'aviation commerciale. La probabilité d'un dégagement inacceptable en limite de site à la suite d'une agression de ce type sert de base à la définition du cas de charge servant au dimensionnement de l'installation.

Pour les réacteurs du parc français, l'aviation générale caractérisée par deux types d'avions jugés représentatifs (Cessna 210 et Lear Jet 23) est considérée dans le dimensionnement des bâtiments nécessitant d'être protégés. L'aviation militaire et commerciale ne sont pas retenues sur une base probabiliste.

Pour EPR, la démarche générale d'amélioration significative de la sûreté a conduit à considérer le risque aérien dans sa totalité (à savoir militaire et commercial) indépendamment de la probabilité d'occurrence de l'événement, [ ]

- Les explosions externes, dans le cadre des événements liés aux installations industrielles et aux voies de communication en cohérence avec les exigences de la RFS I.2.d. Un cas de chargement standard est défini ayant pour objectif de représenter l'onde incidente de pression générée par l'explosion. Vis à vis des bâtiments à protéger, des coefficients multiplicateurs sont appliqués sur l'onde incidente pour tenir compte des réflexions possibles dues aux formes et aux distances des parois des ouvrages environnants. En complément une analyse de la suffisance en termes de sûreté des dispositions de conception est réalisée.
- Les gaz toxiques, corrosifs ou inflammables qui sont considérés dans le cadre des événements liés aux installations industrielles et aux voies de communication D'autres



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 29/50

STANDARD

conséquences de ce type d'événement liés à l'environnement du site sont considérées tels que les incendies hors du site.

- Des agressions spécifiques au site liées à la proximité des tranches de Flamanville 1 et 2. Elles constituent des agressions externes à la tranche de Flamanville 3 et peuvent induire des risques tant nucléaires que classiques.
- Les inondations externes, en cohérence avec les exigences de la RFS 1.2.e, puis le guide n°13 de l'ASN paru en avril 2013 et qui a abrogé la RFS 1.2.e, sur les différents niveaux d'eau à retenir dans le calage de la plate forme et dans la vérification des marges de sécurité dont dispose l'installation vis à vis des seuils atteints historiquement. La démarche intègre de plus le retour d'expérience d'événements survenus sur le parc en tenant compte d'aléas complémentaires (houle, intumescence, pluie, ...) à ceux définis dans la RFS 1.2.e et de leurs conjonctions potentielles.
- Les remontées de nappe phréatique, qui sont considérées dans le cadre des inondations externes soit en tant que l'une de leurs origines potentielles soit en tant qu'aléa se cumulant à une autre origine.
- Les conditions climatiques extrêmes sous les différents phénomènes concernés (température, neige, vent, pluie, ...) aussi bien pour les chargements qu'elles induisent de manière directe sur les structures et équipements ou au travers des agressions qu'elles génèrent (par exemple le vent en tant que pression sur les parois ou en tant que générateur de projectiles lourds). Des cas de charge sont définis pour chacun des phénomènes considérés, tenant compte des conditions générales d'implantation de l'installation, telles que par exemple un site en bord mer. Des vérifications du dimensionnement de l'installation (en tant que sous-standard) vis à vis du site retenu sont ensuite réalisées.
- La foudre et les interférences électromagnétiques en cohérence avec la réglementation applicable, à savoir l'arrêté INB du 7 février 2012. Des règles de conception et d'installation des équipements sensibles (principalement électriques) sont définies et mises en œuvre de manière à les protéger, par exemple au travers d'écrans pour les câbles ou de maillage pour la connectique.
- La sécheresse et la formation de glace, qui sont prises en compte dans le cadre des conditions climatiques extrêmes pour les sites concernés.
- Des agressions spécifiques au site, liées à l'environnement marin, telles que le colmatage de la source froide principale par une arrivée massive de corps marins ou par une pollution aux hydrocarbures. La protection contre de telles agressions est directement assurée par la conception de la station de pompage, garantissant en toute circonstance le transit d'eau brute filtrée pour les besoins des circuits classés de sûreté, et par des dispositifs d'alerte initiant des actions préventives.

De plus, suite à la demande de l'ASN, une étude de la robustesse à la tornade est réalisée.

En tant qu'approche générale, la protection vis à vis des agressions externes est réalisée au travers de la définition de cas de charge à appliquer sur les équipements, systèmes et structures qui doivent résister à ces chargements. Pour certaines agressions externes, l'approche « cas de charge » peut être complétée par une approche événementielle.

Suite au REX Fukushima, des niveaux d'aléas extrêmes relatifs aux inondations externes, au séisme et à la tornade ont été pris en compte pour les composants, systèmes et structures (SSC) du noyau dur.

*Cet aspect de la conception est présenté dans le sous-chapitre 3.3 du RDS (sous-chapitre 21.0 pour les aléas du noyau dur).*



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 30/50

STANDARD

#### **1.2.3.5.3. AUTRES AGRESSIONS PRISES EN COMPTE**

En complément des agressions recensées au paragraphe 1.2.3.5.1 et au paragraphe 1.2.3.5.2, la conception de l'installation EPR prend en compte d'autres agressions qui résultent d'actes de malveillance. Vis-à-vis de ces agressions, la protection de l'installation est réalisée au travers d'un ensemble de dispositions qui correspondent aux principes de la défense en profondeur.

Les solutions techniques retenues et les analyses conduites pour valider la robustesse de l'installation vis-à-vis des menaces sont établies conformément au code de la défense. Elles sont examinées par les pouvoirs publics dans ce cadre. Les éléments de démonstration de la sûreté de l'installation vis-à-vis des actes de malveillance sont apportés dans un dossier classé confidentiel défense.

#### **1.2.3.5.4. LES CUMULS D'AGRESSIONS**

Le retour d'expérience tant national qu'international d'événements liés à des agressions externes a mis en évidence la possibilité pour l'exploitant d'être confronté à des situations de cumul d'agressions (par exemple l'incident de la centrale du Blayais et plus récemment l'accident de la centrale de Fukushima).

Pour EPR, une analyse des différents cumuls potentiels d'agressions est effectuée. Elle résulte d'une approche pragmatique fondée sur l'expertise et le retour d'expérience. A partir d'une agression donnée, elle considère :

- les cumuls de phénomènes physiques inhérents à l'agression elle-même,
- les cumuls de l'agression considérée et d'événements ou d'agressions internes ou externes potentiellement dépendants,
- les cumuls de l'agression et de conditions initiales internes ou externes indépendantes.

Elle permet de retenir un certain nombre de combinaisons d'agressions qui sont ensuite considérées dans le dimensionnement de l'EPR.

#### **1.2.3.6. LES ÉTUDES SPÉCIFIQUES**

L'analyse de sûreté est complétée par un ensemble d'études spécifiques qui traite de situations exclues du dimensionnement par conception, notamment du fait de l'application du concept d'exclusion de rupture, ainsi que par des études justificatives particulières. Ces situations traitées au titre de la défense en profondeur sont :

- la rupture guillotine doublement débattue d'une tuyauterie primaire principale,
- la rupture guillotine doublement débattue d'une ligne vapeur principale, pour l'étude réalisée au titre de la vérification de l'enceinte de confinement, et de la qualification des équipements à l'intérieur de l'enceinte<sup>4</sup>,
- la vidange de 2 générateurs de vapeur résultant de la rupture des tuyauteries vapeur non protégées contre la chute d'un aéronef.

Par ailleurs, les études spécifiques à l'interaction pastille-gaine sont présentées.

---

4. la rupture guillotine doublement débattue d'une ligne vapeur principale est également étudiée vis-à-vis de ses conséquences sur le cœur, en tant que condition de fonctionnement de référence enveloppe des autres initiateurs PCC de même nature, voir chapitre 15.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 31/50

STANDARD

*Cet aspect de la conception est présenté dans le sous-chapitre 19.3 du RDS.*

## **1.2.4. LES CONSÉQUENCES RADIOLOGIQUES**

### **1.2.4.1. SITUATIONS RETENUES POUR L'ÉVALUATION DES CONSÉQUENCES RADIOLOGIQUES**

Sur le plan du principe, l'évaluation des conséquences radiologiques doit permettre de rendre compte de l'aptitude de l'installation à remplir sa fonction de confinement des matières radioactives, lorsque celle-ci est requise, pour l'ensemble des situations prises en compte à la conception de l'installation.

Les situations prises en compte sont les suivantes :

- les conditions de fonctionnement avec initiateur simple (PCC2, 3 et 4) :
  1. Elles sont, pour la plupart, liés au process chaudière et sont choisies de manière à maximiser la sollicitation sur les trois fonctions fondamentales de sûreté que sont la maîtrise de la réactivité du cœur, l'évacuation de la puissance résiduelle et le confinement des produits radioactifs.
  2. Certaines, qui ne sollicitent que la fonction confinement, ne sont étudiées qu'au titre des conséquences radiologiques (ex : accident de manutention dans le BK, ou rupture du réservoir de traitement des effluents gazeux).
- les conditions de fonctionnement avec défaillances multiples (RRC-A),
- les accidents avec fusion du cœur à basse pression,
- les agressions.

Dans le rapport de sûreté, les conditions de fonctionnement de référence PCC 2, 3 et 4, les conditions de fonctionnement RRC-A et les hypothétiques accidents avec fusion du cœur font l'objet d'évaluations de conséquences radiologiques, qui permettent de vérifier, in fine, que « le confinement » des produits radioactifs est assuré, compte-tenu de l'étanchéité des systèmes et des filtrations impliquées.

Cette vérification, réalisée notamment par la comparaison des doses obtenues aux objectifs du projet, paragraphe 1.2.4.2, permet, compte tenu de l'inventaire mis en jeu et de la fréquence d'occurrence de la situation considérée, de porter un jugement sur le bien-fondé des dispositions prises à la conception.

En ce qui concerne les agressions, la recherche du découplage entre l'étude de l'agression elle-même et le processus chaudière permet de ne pas les étudier en tant que scénarios spécifiques dans les études d'accidents. Il est toutefois justifié, dans le rapport de sûreté, que les conséquences radiologiques des situations résultant des risques internes et externes sont au plus équivalentes à celles évaluées pour des conditions de fonctionnement de fréquences d'occurrences équivalentes. Les principes de cette vérification sont précisés dans les sous-chapitre 3.3 et sous-chapitre 3.4.

Au stade du rapport de sûreté, cette démarche conduit à présenter une analyse des transitoires enveloppes du point de vue des conséquences radiologiques.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 32/50

STANDARD

**1.2.4.2. OBJECTIFS ASSOCIÉS AUX ÉVALUATIONS DE CONSÉQUENCES  
RADIOLOGIQUES DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT**

Pour le projet EPR, des exigences concernant les conséquences radiologiques des accidents ont été fixées dès la conception y compris pour les hypothétiques accidents avec fusion du cœur.

Pour les accidents conventionnels (PCC3 et PCC4), le principe retenu et spécifié dans les Directives Techniques (cf. [2]) s'exprime par l'absence de nécessité de mesure de protection des populations vivant au voisinage de l'installation :

- pas d'évacuation,
- pas de mise à l'abri,
- pas de distribution de comprimé d'iode.

En accord avec ces objectifs, et en application de l'arrêté du 20 novembre 2009, il est demandé en pratique d'estimer les doses reçues par la population à court terme (7 jours) et en limite de site (500 m), et de vérifier qu'elles ne dépassent pas les valeurs suivantes, en faisant au besoin intervenir dans la démonstration des restrictions de consommation de certaines denrées alimentaires selon les limites de commercialisation européenne :

- dose efficace < 10 mSv,
- dose équivalente à la thyroïde < 50 mSv.

Le projet EPR n'introduit pas de distinction entre les critères d'acceptabilité des conséquences radiologiques des accidents PCC3 et PCC4. Il en résulte une bonne convergence entre les critères PCC3-4 du projet EPR et catégorie 3 pour les tranches en exploitation, tandis que pour les accidents de catégorie 4, le niveau d'exigences est moins sévère pour les tranches en exploitation que pour le projet EPR qui a renforcé les siennes.

*Cet aspect de la conception est présenté au sous-chapitre 15.3 du RDS.*

Pour les accidents du RRC-A, les objectifs sont les mêmes que pour les accidents PCC 4.

*Cet aspect de la conception est présenté dans la section 19.1.4 du RDS.*

Pour les hypothétiques accidents avec fusion du cœur, une attention particulière a été portée à la connaissance de leur phénoménologie et à l'appréciation de leurs conséquences dès la conception. Des exigences ont été fixées (cf [2]) visant à limiter dans le temps et dans l'espace l'impact d'un éventuel accident avec fusion du cœur, à savoir :

- mise à l'abri limitée,
- pas de nécessité d'évacuation d'urgence au delà du voisinage immédiat de la centrale,
- pas de relogement permanent,
- pas de restriction à long terme de consommation de produits alimentaires.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 33/50

STANDARD

Les niveaux à considérer pour ces différentes mesures de protection sont les suivants :

- Mesures de court terme :
  1. mise à l'abri : 10 mSv (dose efficace),
  2. évacuation : 50 mSv (dose efficace),
  3. distribution de comprimés d'iode : 50 mSv (dose équivalente à la thyroïde).
- Mesures de moyen et long terme :
  1. relogement : 10 mSv / mois pour une exposition prolongée (débit de dose d'irradiation par le sol) ou 1 Sv (dose efficace).

Les restrictions éventuelles de consommation des denrées produites dans le voisinage de l'installation relèvent quant à elles de la réglementation européenne qui prévoit des limites de commercialisation de ces denrées en cas d'accident nucléaire ou autre urgence radiologique.

*Cet aspect de la conception est présenté dans la section 19.2.3 du RDS.*

**1.2.4.2.1. PRINCIPALES MÉTHODES ET HYPOTHÈSES RETENUES POUR L'ÉVALUATION DES CONSÉQUENCES RADIOLOGIQUES**

La vérification du respect des objectifs radiologiques se fait au travers de l'évaluation par le calcul des conséquences radiologiques des conditions de fonctionnement retenues ; il est donc important de préciser les principes et hypothèses de base associées à ces évaluations.

Les principes des évaluations de conséquences radiologiques sont résumés ci-après :

- L'évaluation de l'activité rejetée repose sur des méthodes et des hypothèses conservatives qui valorisent les dispositions de conception retenues sur EPR.
- Le principe qui consiste à assurer un pH basique de l'eau de l'IRWST (de l'ordre de 7,5) en APRP et en AG, de manière à limiter la production d'iode volatil dans l'enceinte, a notamment été retenu.
- Le calcul de la dose efficace inclut toutes les voies potentielles d'exposition : exposition externe par irradiation au panache et aux dépôts, exposition interne par inhalation et par ingestion de denrées contaminées. Il est effectué sur une durée de 50 ans. Les résultats sont présentés :
  1. A 7 jours : les doses relatives à cette phase correspondent à l'exposition d'un individu se trouvant à proximité immédiate du site au moment du rejet : les doses efficaces reçues par inhalation, exposition externe au panache et aux dépôts sur le sol sont calculées à 500 m du site. En complément, la dose engagée à la thyroïde par inhalation est également évaluée pour l'adulte et pour l'enfant de 1 an.
  2. A 50 ans : les doses à 50 ans représentent les effets intégrés sur la vie d'un individu. Outre les doses reçues lors du passage du nuage radioactif, les doses reçues au cours de cette phase sont dues à la persistance de la contamination déposée sur le sol. Les individus vivant à proximité de la centrale sont soumis à une exposition externe aux dépôts sur le sol ainsi qu'à une exposition interne par ingestion de denrées contaminées, sur une durée de 50 ans. Ces doses sont évaluées à 2 km du point de rejet.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 34/50

STANDARD

#### **Hypothèses du calcul de doses :**

Les principales hypothèses relatives aux calculs de doses (diffusion atmosphérique des produits de fission relâchés dans l'environnement, facteurs de conversion en dose, prise en compte des spécificités du site de Flamanville) sont précisées dans le sous-chapitre 15.3, et les section 19.1.4 et section 19.2.3 du RDS.

#### **1.2.4.2.2. RÉSULTATS**

Les calculs réalisés montrent le respect des objectifs. *Ces calculs sont présentés dans le sous-chapitre 15.3 et les section 19.1.4 et section 19.2.3 du RDS.*

### **1.2.5. LE CLASSEMENT DE SÛRETÉ ET LES EXIGENCES ASSOCIÉES**

Le classement de sûreté constitue une démarche formalisée et structurée permettant d'identifier et de différencier les exigences de conception, réalisation et suivi en exploitation portées sur les ouvrages, systèmes et matériels en lien avec leur contribution aux objectifs de sûreté.

#### **1.2.5.1. La démarche de classement de sûreté**

La démarche de classement de sûreté de l'EPR repose sur deux approches complémentaires – l'approche fonctionnelle et l'approche barrière.

L'approche fonctionnelle vise à identifier les fonctions et les systèmes nécessaires à la protection du coeur et des barrières ainsi qu'à la limitation des rejets dans l'environnement dans les situations à prendre en compte (PCC, RRC-A et accident grave). Cette approche est formalisée par un classement fonctionnel F qui comprend trois classes de sûreté F1A, F1B et F2. La répartition des fonctions de sûreté et des systèmes permettant leur accomplissement dans ces trois classes est, en premier lieu, basée sur leur contribution soit à l'atteinte des deux états physiques que sont « l'état contrôlé » et « l'état sûr » pour les conditions de fonctionnement de référence (PCC-2 à PCC-4) soit à l'atteinte de « l'état final » pour les conditions de fonctionnement RRC-A. Des critères de classement fonctionnel sont également associés à la prévention des rejets importants et à l'atteinte et au maintien d'un « état maîtrisé » en situation d'accident grave, à la maîtrise des agressions internes et externes, etc.

L'approche barrière vise la prévention, la maîtrise et la limitation des rejets en distinguant les équipements en fonction des rejets induits par leur défaillance éventuelle. Elle est formalisée par un classement mécanique M qui comprend trois classes de sûreté M1, M2 et M3. Les équipements concernés par le classement mécanique M sont ceux susceptibles de contenir, dans les situations à prendre en compte, du fluide dont l'activité volumique est supérieure à des seuils définis au paragraphe 2.1.2 de la section 3.2.1.

Par ailleurs, les bâtiments abritant des équipements classés mécanique M et pouvant contenir des substances radioactives ou des équipements remplissant des fonctions F1A ou F1B font l'objet d'un classement dédié, dénommé C1.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 35/50

STANDARD

Le classement de sûreté, fondé sur ces deux approches complémentaires, est enfin complété par un classement sismique SC qui vise à tenir compte des effets du séisme sur les équipements et ouvrages classés de sûreté et comprend deux classes de sûreté SC1 et SC2. La classe SC1 concerne, entre autres, les équipements remplissant des fonctions F1A ou F1B ou classés M1 ou M2 et les bâtiments classés C1. La classe SC2 concerne les équipements et ouvrages qui protègent ou peuvent avoir un impact inadmissible sur les équipements classés SC1 en cas de séisme.

La démarche de classement de l'EPR présentée ci-dessus a été développée sur la base du chapitre B.2.1 des Directives Techniques. Les ouvrages, matériels et systèmes classés de sûreté en application de cette démarche sont des EIP au sens de l'Arrêté INB du 7 février 2012. La démarche de classement a été complétée pour intégrer les éléments correspondant aussi à des EIP associés aux risques liés aux incidents et accidents radiologiques (dénommés EIPS) mais ne relevant pas formellement des principes de classement retenus en application des Directives Techniques (voir §1.2.1.4). Ces éléments sont désormais identifiés en tant que « autres EIPS » et leur ensemble a été intégré parmi les classements de sûreté de l'EPR.

*Cet aspect de la conception est présenté dans la section 3.2.1 du RDS.*

#### **1.2.5.2. LE CLASSEMENT DES ÉQUIPEMENTS MÉCANIQUES, ÉLECTRIQUES, I&C ET SISMIQUE**

La démarche de classement de l'EPR définit des exigences selon la classe d'appartenance des ouvrages, systèmes et matériels. Ces exigences sont à compléter par celles issues de la réglementation applicable, notamment vis-à-vis des équipements mécaniques (par exemple, la réglementation des équipements sous pression).

Le classement fonctionnel F est associé, avec modularité selon ses classes, à l'application des exigences suivantes pour les systèmes concernés :

- application du critère de défaillance unique (cf. paragraphe 1.2.5.3 ci-après),
- séparation physique,
- alimentation électrique secourue,
- conception sismique,
- assurance de la qualité,
- aptitude aux essais périodiques,
- qualification à l'ambiance.

Les exigences portées sur les équipements remplissant des fonctions classées F ou sur des équipements classés M incluent selon les cas :

- l'utilisation de codes de conception validés,
- la qualification au séisme et aux conditions d'ambiance auxquelles ils sont soumis (cf. paragraphe 1.2.5.4 ci-après),
- l'assurance de la qualité,
- l'aptitude aux essais périodiques.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 36/50

STANDARD

En particulier, le classement fonctionnel F des fonctions de sûreté détermine le niveau d'exigences associé aux équipements électriques et de contrôle-commande remplissant ces fonctions. Ces exigences sont portées par les classes EE1 et EE2 pour les équipements électriques et E1A, E1B et E2 pour les équipements de contrôle-commande.

Le niveau de qualité de conception et de réalisation (Q1, Q2, Q3 ou non classé Q) des équipements mécaniques tient compte de leurs classements mécanique M et fonctionnel F ainsi que des exigences réglementaires applicables (par exemple, l'arrêté ESPN). Il permet de déterminer le code et les règles à appliquer pour la conception et la réalisation de ces équipements (voir section 3.6.2).

Des exigences de conception, de montage et de contrôle sont exprimées par le classement « Haute Sécurité » dédié aux dispositifs de manutention et comprenant deux niveaux HS1 et HS2.

Le classement sismique SC est associé à des exigences telles que l'opérabilité pendant ou après séisme, l'intégrité, la stabilité, etc. applicables selon les cas.

Enfin, les exigences communes applicables aux éléments identifiés en tant que « autres EIPS » (voir paragraphe 3.4 de la section 3.2.1) répondent aux règles générales de l'arrêté INB relatives aux EIP.

*Cet aspect de la conception est présenté sur le plan du principe dans le sous-chapitre 3.2 du RDS et sur le plan de la mise en œuvre dans chacun des chapitres concernés.*

### **1.2.5.3. LE CRITÈRE DE DÉFAILLANCE UNIQUE**

Un système est conçu selon le critère de défaillance unique s'il est capable de remplir sa fonction en dépit d'une défaillance unique indépendante de l'événement dont la maîtrise nécessite le fonctionnement du système. La défaillance unique peut être active à court et à long termes ou passive à long terme (après 24 heures).

Une défaillance unique **active** est définie comme :

- soit le dysfonctionnement d'un équipement mécanique ou électrique qui suppose un mouvement mécanique pour accomplir la fonction attendue à la demande (par exemple basculement d'un relais, démarrage d'une pompe, ouverture ou fermeture d'une vanne),
- soit le dysfonctionnement d'un équipement de contrôle-commande.

Note : les défaillances suivantes sont exclues lors de l'application du critère de défaillance unique :

1. la défaillance à l'ouverture des clapets des accumulateurs,
2. la défaillance à la fermeture d'une vanne d'isolement des tuyauteries de vapeur principale en cas de rupture d'un ou plusieurs tubes de générateurs de vapeur,
3. la défaillance à la refermeture d'une soupape du pressuriseur après sa sollicitation.

Ces exclusions sont justifiées par des dispositions de conception et d'exploitation supportées par la prise en compte du retour d'expérience d'exploitation. Cette justification est complétée par une analyse des conséquences de la prise en compte de la défaillance avec des hypothèses réalistes (voir section 15.0.2).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 37/50

STANDARD

Une défaillance unique **passive** est définie comme une défaillance qui apparaît dans un équipement qui n'a pas besoin de changer d'état pour réaliser sa fonction. Une défaillance passive peut être :

- une fuite de l'enveloppe sous pression d'un système fluide ; une telle fuite, si elle n'est pas détectée et isolée, est supposée s'accroître jusqu'au débit correspondant à une rupture totale,
- une défaillance mécanique empêchant l'écoulement normal de ce fluide.

La défaillance unique passive est prise en compte seulement pour le long terme (après plus de 24 h de fonctionnement des systèmes de sûreté), avec un taux de fuite supposé conventionnellement égal à 200 litres par minute jusqu'à l'isolement de la fuite.

En complément, pour chaque système F1, des études de sensibilité sont réalisées pour montrer que le cas d'une défaillance unique passive à court terme (avant 24 h), de même que le cas d'un taux de fuite plus grand que 200 l/mn (jusqu'à la rupture d'une tuyauterie connectée d'un diamètre intérieur de 50 mm), sont couverts par la prise en compte des défaillances uniques actives ou ne conduisent pas à un effet falaise pour ce qui concerne l'efficacité du système ainsi que les conséquences radiologiques.

#### **1.2.5.4. CAS PARTICULIER DE L'EXIGENCE DE QUALIFICATION**

Conformément à l'article 2.5.1 de l'arrêté INB, les éléments importants pour la protection font l'objet d'une qualification, proportionnée aux enjeux, visant à garantir la capacité desdits éléments à assurer les fonctions qui leur sont assignées vis-à-vis des sollicitations et des conditions d'ambiance associées aux situations dans lesquelles ils sont nécessaires.

L'exigence de qualification concerne les EIPS, vis-à-vis des conditions accidentelles, des agressions ou des situations du noyau dur et les EIPR.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 38/50

STANDARD

La qualification aux conditions accidentelles prend en compte les sollicitations auxquelles les équipements peuvent être soumis en fonctionnement normal, et dans les situations accidentelles résultant d'un événement lié à la chaudière nucléaire. Les principaux aspects intégrés dans ces conditions sont les suivants :

- Le fonctionnement normal : l'objectif est d'apprécier par la qualification dite « aux conditions normales » le comportement des équipements dans le temps. Un programme de qualification spécifique à chaque type de matériel est établi et peut comprendre selon ses conditions d'exploitation :
  - des essais de référence durant lesquels le matériel est testé dans ses conditions nominales de fonctionnement ce qui permet d'établir un « point zéro » de ses caractéristiques,
  - des essais aux limites d'emploi fonctionnelles durant lesquels l'influence des principaux paramètres d'environnement (vibrations, température, ...) liés à ses conditions d'installation est appréciée,
  - des essais de robustesse et/ou d'appréciation du comportement dans le temps mettant en jeu des contraintes (irradiation, température, ...) censées faire vieillir le matériel artificiellement sans toutefois chercher à démontrer une durée de vie qualifiée même si une hypothèse de durée de vie est retenue pour établir la spécification.
- Les situations accidentelles résultant d'un événement lié à la chaudière nucléaire : le classement de sûreté des équipements concernés ainsi que les situations dans lesquels ils sont appelés déterminent leurs conditions de qualification qu'il est possible de répartir dans les cinq groupes suivants :
  - **Qualification à l'ambiance dégradée** : vis-à-vis des accidents de référence et des situations avec défaillances multiples, des familles de conditions d'ambiance sont définies dans les différents bâtiments abritant des matériels ayant une exigence de qualification aux conditions accidentelles et dont l'ambiance est susceptible de se dégrader en situation accidentelle. Les matériels sont affectés à l'une des familles suivant le type de situation et la durée pendant lesquelles ils sont nécessaires.

Dans un but d'optimisation et d'efficacité technico-économique, des conditions standardisées sont définies qui permettent d'approcher au mieux les conditions réelles d'ambiance auxquelles ces équipements seront susceptibles d'être soumis en situation accidentelle, tout en conservant une marge vis à vis de ces conditions. Pour la qualification d'un matériel donné, les conditions standardisées à retenir (profil thermodynamique d'une part, dose d'irradiation d'autre part) dépendent de sa localisation, de l'éventuelle périodicité de remplacement de ses composants sensibles au vieillissement et de sa famille de conditions d'ambiance.

Dans la pratique, les conditions standardisées les plus enveloppes pour le bâtiment concerné sont souvent retenues. Cela présente l'intérêt de faciliter la gestion et le réemploi des équipements ainsi qualifiés. Par contre cela conduit à disposer parfois de marges très importantes vis à vis des conditions réellement vues par les équipements en exploitation.

Au niveau de la démonstration de la qualification, le document de référence est la norme CEI60780. Les trois pratiques de qualification suivantes qui sont compatibles avec cette norme, peuvent être employées : la pratique française basée sur le RCC-E, la pratique allemande basée sur les règles KTA et la pratique américaine, basée sur les règles IEEE. Chacune de ces pratiques est applicable dans la mesure où la qualification est vérifiée pour un requis supérieur ou égal à celui du projet EPR.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1  
SECTION : -  
PAGE : 39/50  
STANDARD

Vis à vis des hypothétiques accidents avec fusion du cœur, des conditions de qualification spécifiques à chaque matériel concerné sont définies tenant compte des missions qu'ils ont à assurer.

- **Qualification aux sollicitations sismiques** : le séisme fait l'objet d'un traitement particulier dans la démarche de qualification car il constitue, en cas d'apparition, le mode commun susceptible de porter atteinte à l'ensemble de l'installation quel que soit le lieu d'implantation des ouvrages et équipements. A partir des spectres sismiques (définis dans la section 3.3.2) et de la détermination des principaux spectres de planchers, la démarche de qualification s'appuie soit sur une justification par calcul du dimensionnement des équipements soit sur des « essais sismiques » en employant des méthodes qui s'appuient sur la norme CEI 60980.
- **Qualification à la RTHE** des organes d'isolement ayant à se fermer en cas de rupture dans des conditions « haute énergie ».
- **Qualification au fonctionnement en Eau Chargée et Active** des matériels ayant à fonctionner avec de l'eau chargée active.
- **Qualification relative à l'étanchéité** pour les matériels appartenant à la 3<sup>ème</sup> barrière et à son extension.

Par ailleurs, les équipements requis dans le cadre des études d'agression interne ou externe doivent être aptes à rester fonctionnels malgré les différents phénomènes pouvant être induits par l'agression (par exemple, une explosion pouvant induire un incendie, la protection prévue contre l'incendie doit résister à l'onde de choc de l'explosion). Au niveau de la démonstration de la qualification, différentes méthodes sont utilisées qui dépendent de la nature de l'agression considérée. A titre d'exemple pour le cas de l'incendie, les méthodes décrites dans l'ETC-F sont employées pour justifier de la qualification des équipements EPR concernés.

La capacité des matériels du noyau dur à assurer leurs fonctions dans les conditions d'ambiance correspondant aux situations du noyau dur doit être justifiée. Dans un souci d'efficacité technico-économique, pour les SSC du noyau dur « existants », cette justification s'appuie sur la qualification déjà acquise pour les situations accidentelles dont les hypothétiques accidents de fusion cœur, quand les conditions d'ambiance des situations noyau dur le permettent. De même pour les agressions externes retenues pour le noyau dur, la justification repose notamment sur la qualification aux sollicitations sismiques acquises. Pour les « nouveaux » SSC du noyau dur ou, le cas échéant, pour des SSC « existants » dont la qualification à certaines conditions d'ambiance noyau dur n'aurait pas été acquise, des compléments de justification sont apportés.

*Cet aspect de la conception est présenté dans le sous-chapitre 3.7 à l'exception de la qualification des éléments du noyau dur détaillée dans le chapitre 21.*

## 1.2.6. LES OUTILS DE DIMENSIONNEMENT

### 1.2.6.1. LES EPS

Les études probabilistes de Sûreté (EPS) constituent un élément essentiel de la démarche de conception de l'EPR et de sa démonstration de sûreté. En complément de la démarche déterministe, elles permettent d'évaluer le niveau de sûreté de l'installation en considérant la fiabilité des systèmes, les défaillances de cause commune pour des systèmes redondants, ainsi que la fiabilité humaine.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 40/50

STANDARD

Les études probabilistes de sûreté permettent de justifier du respect de l'objectif global de fusion du cœur et des objectifs de sûreté au travers :

- des EPS de niveau 1, ayant pour objectif de quantifier le risque de fusion du cœur induit par les événements initiateurs internes (hors agression) pour les états en puissance et les états d'arrêts, en intégrant l'impact de la maintenance préventive,
- des EPS de niveau 2, ayant pour objectif de quantifier le risque de rejets dans l'environnement associé aux différents scénarios accidentels issus de l'EPS de niveau 1,
- des EPS Agressions, ayant pour objectif de quantifier le risque de fusion du cœur induit par les agressions internes et externes.

A l'issue des EPS de conception qui ont permis d'orienter la conception du réacteur, de fournir des éléments d'appréciation sur les diverses options de conception possibles, les EPS de réalisation permettent de vérifier l'adéquation du dimensionnement aux objectifs généraux de sûreté fixés à l'origine. Elles permettent notamment :

- de conforter le positionnement des initiateurs à prendre en compte dans le dimensionnement,
- de vérifier l'équilibre de la sûreté du réacteur en vérifiant l'absence de scénarios ayant une contribution dominante à la fréquence de fusion du cœur,
- d'identifier les situations RRC-A (Risk Reduction Category A) en s'assurant pour chacune d'elles de l'existence et de l'efficacité de dispositions particulières permettant de réduire le risque de fusion du cœur,
- en complément des dispositions déterministes prises pour les prévenir, de porter un jugement sur « l'élimination pratique » de certaines séquences de fusion du cœur conduisant à des rejets précoces importants (tels que les séquences de by-pass du confinement, les accidents de réactivité...),
- de confirmer la robustesse de la conception vis-à-vis des agressions internes et externes,
- de démontrer l'amélioration du niveau de sûreté par rapport aux tranches existantes.

En accord avec les exigences de la RFS 2002-01 sur l'utilisation des EPS, les éléments relatifs aux études probabilistes font l'objet d'une mise à jour, en particuliers sous les aspects suivants :

- les bases de données de fiabilité des matériels, intégrant la réalité des composants retenus (mécaniques, électriques, contrôle-commande...) ainsi que le scénario de maintenance,
- l'évaluation du facteur humain en cohérence avec les moyens de conduite mis en place (procédure accidentelles, interface homme machine),
- la quantification des incertitudes paramétriques à considérer dans les résultats des calculs,
- après la finalisation de la conception, la prise en compte détaillée de l'installation et des procédures d'exploitation pour les différentes situations rencontrées.

*Cet aspect de la conception (bases de données, méthodes, calculs et résultats actualisés) est présenté dans le chapitre 18 du RDS.*



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1  
SECTION : -  
PAGE : 41/50  
STANDARD

**1.2.6.2. LES CODES DE CONCEPTION, DE CALCULS ET LA MODÉLISATION DES SITUATIONS**

**1.2.6.2.1. CODES ET NORMES DE CONCEPTION**

La conception du réacteur EPR relevant d'une approche évolutionnaire associée à des exigences de sûreté renforcées, les codes et normes correspondant à la pratique industrielle mise en œuvre pour la conception, la réalisation et la mise en service du réacteur EPR sont de trois types :

- les recueils de règles appelés RCC (Règles de Conception et de Construction) qui décrivent la pratique industrielle pour les réacteurs EDF actuellement en exploitation et dont une partie est applicable à EPR,
- les recueils de règles appelés ETC (EPR Technical Code) qui ont été élaborés pour exposer les pratiques industrielles spécifiques au réacteur EPR et qui se substituent à des RCC existants,
- les autres codes et normes, qui ont également vocation à s'appliquer au réacteur EPR, notamment compte tenu du contexte européen du projet (au niveau réglementaire et industriel).

*La liste des différents codes de conception applicables est fournie dans le sous-chapitre 1.6 du RDS*

**1.2.6.2.2. CODES DE CALCUL**

La conception des systèmes, équipements et ouvrages de l'EPR fait appel à de nombreux codes de calculs et à des modélisations de diverses situations, en particulier liées aux scénarios d'hypothétiques accidents avec fusion du cœur.

Une description de l'ensemble des actions de recherche et développement utilisées dans la conception des l'EPR figure au sous-chapitre 1.5 du présent rapport de sûreté.

Au niveau de leur qualification, les codes de calcul utilisés font l'objet d'une procédure visant à justifier de la validité des résultats obtenus et précisant les responsabilités respectives du fournisseur de l'application, du sous-traitant (si l'étude support est réalisée sous contrat) et d'EDF dans leur mise en œuvre.

Lorsqu'ils sont utilisés plus particulièrement pour la conception d'un équipement ou d'un ouvrage, les codes utilisés sont présentés à la fin du chapitre décrivant l'équipement ou l'ouvrage. Se trouvent ainsi dans le RDS :

- à la fin du chapitre 3, les codes utilisés pour la conception mécanique, les études de qualification et les études d'agression,
- à la fin du chapitre 4, les codes utilisés à la conception du réacteur,
- à la fin du chapitre 15, les codes utilisés pour les études d'accidents (PCC),
- à la fin du chapitre 19, les codes utilisés dans les études des scénarios d'hypothétiques accidents avec fusion du cœur.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 42/50

STANDARD

### **1.2.6.2.3.LA QUALITÉ DE CONCEPTION ET DE RÉALISATION**

Pour la conception et la réalisation de l'EPR, EDF met en place un système de management sur lequel il s'appuie pour l'ensemble de ses activités relatives à la sûreté, à la qualité et au respect de l'environnement de l'installation.

Ce système comprend :

- des dispositions d'assurance de la qualité applicables tant à EDF que chez ses sous contractants et ses fournisseurs. Celles-ci sont conformes à l'arrêté INB du 7 février 2012 ainsi qu'aux exigences des normes ISO 9001 et ISO 14001.
- une organisation générale des ressources et des responsabilités permettant de réaliser et de satisfaire l'ensemble tâches et actions définis dans les processus concernés par la conception de l'installation.

*Cet aspect de la conception est présenté dans le chapitre 16 du RDS.*

### **1.2.7. L'IMPACT SUR L'ENVIRONNEMENT**

Conformément à l'arrêté INB du 7 février 2012 et l'article 10 du décret n°2007-1557 du 2 novembre 2007, relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances radioactives, l'analyse de sûreté du projet EPR prend en compte l'impact de la centrale sur l'environnement, et ce au travers :

- des rejets en fonctionnement normal de l'installation, ainsi qu'à la fin de la vie de l'installation lors des opérations de démantèlement,
- des risques non nucléaires présentés par l'installation appelés « risques classiques »,
- des risques radiologiques, pour lesquels l'impact sur l'environnement des accidents d'origine nucléaire est examiné dans le cadre des conséquences radiologiques.

*Ces aspects sont développés dans les chapitres 15 et 19 du RDS.*

#### **1.2.7.1. LES RISQUES CLASSIQUES D'ORIGINE NON NUCLÉAIRE**

L'analyse de sûreté s'appuie sur une méthode permettant de démontrer que l'ensemble des risques potentiels de type « classiques » ont été identifiés, traités et que leurs conséquences sont acceptables pour l'environnement, à savoir pour les personnes du public situées en limite de site. Elle s'apparente à celle retenue dans le cadre de l'application des prescriptions de l'arrêté INB du 7 février 2012 et repose sur les étapes suivantes :

- recensement des installations potentiellement à risques « classiques » de l'INB,
- identification de celles susceptibles de conduire à des conséquences sur l'environnement ou sur les autres installations du site et dont le risque n'est pas traité à la source par des dispositions de conception,
- identification des événements initiateurs permettant de définir un ou plusieurs scénarii enveloppes puis mise en place de lignes de défense (matérielles ou organisationnelles) pour les installations conduisant à des impacts sur l'environnement ou sur les bâtiments abritant des fonctions de sûreté,
- vérification de l'efficacité de ces lignes de défense à travers l'étude de scénarii enveloppes.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 43/50

STANDARD

*Cet aspect de la conception est présenté dans le sous-chapitre 3.8 du RDS.*

#### **1.2.7.2. LES EFFLUENTS LIQUIDES ET GAZEUX**

Une recherche d'amélioration de la performance environnementale de l'installation EPR par rapport aux tranches du parc en exploitation a été entreprise et conduit aux principales avancées significatives suivantes :

- **Hors tritium et carbone 14, des rejets radioactifs liquides faibles** grâce notamment au recyclage des effluents primaires aérés et à un meilleur tri sélectif des drains de plancher ; une diminution des termes sources en cobalt 58 et 60 grâce à l'optimisation du conditionnement chimique du fluide primaire et lorsque cela est possible, à l'utilisation de matériaux sans cobalt.
- **Hors tritium et carbone 14, des rejets radioactifs gazeux faibles** grâce à la conception du système de Traitement des Effluents Gazeux (TEG) fonctionnant en boucle quasi-fermée hors phases particulières générant des volumes gazeux importants (arrêt/démarrage, maintenance de bâches balayées par TEG, etc.) et traitant les effluents gazeux primaires.
- Une **maîtrise accrue de la production de Tritium** malgré le passage en gestions combustible à haut taux de combustion (optimisation des concentrations en bore et lithium par utilisation de bore enrichi et augmentation du nombre de crayons gadoliniés, notamment), afin d'atteindre une production spécifique (rapportée au kWh produit) de tritium quasiment égale ou inférieure à celle des unités de production existantes.
- Une **réduction importante de certains rejets chimiques**, notamment les rejets de bore (recyclage accru, concentration en bore initiale de l'eau du circuit primaire plus faible grâce à l'utilisation de bore enrichi), d'hydrazine (intégration à la conception de dispositifs permettant sa destruction avant rejet) et de phosphates (dispositifs anti-carbonatation sur les circuits utilisant le phosphate pour leur conditionnement).
- L'installation novatrice d'une **unité de dessalement d'eau de mer pour la production d'eau filtrée et déminéralisée** nécessaire au fonctionnement de l'EPR et des tranches existantes. Cette unité qui fonctionnera en base (les 2 unités existantes de déminéralisation classiques d'eau douce étant utiles pour assurer les « pointes » de production), permettra de réduire très significativement l'utilisation des ressources d'eau douce locales et surtout les rejets d'effluents inhérents au procédé classique de filtration/déminéralisation d'eau douce (fer, matières en suspension). De plus, cette unité est optimisée vis-à-vis de la maîtrise du terme-source en silice, ce qui favorise la maîtrise des rejets issus du primaire, notamment en acide borique.

Il est cependant à noter que la performance environnementale d'une centrale dépend fortement de l'arbitrage entre rejets et déchets et donc de la politique d'exploitation.

*Cet aspect de la conception est présenté dans le sous-chapitre 11.3 du RDS.*

#### **1.2.7.3. LES DÉCHETS SOLIDES**

##### Déchets « à vie longue » issus du combustible

La réduction de la production de déchets issus du combustible, et notamment des déchets dits « à vie longue », pour une même quantité d'énergie produite, constitue un axe fort d'optimisation du cycle du combustible nucléaire du point de vue environnemental et ce quel que soit le choix final opéré (dans le cadre de la Loi Bataille) sur la gestion de ce type de déchets.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 44/50

STANDARD

EPR, par ses options de conception et ses performances intrinsèques, intègre directement cet objectif de réduction. Il permet une **utilisation plus sobre des ressources d'uranium naturel** (17 % d'économie) ainsi qu'une **diminution significative des déchets radioactifs** à vie longue issus du combustible et de son gainage (réduction de 26 %) et une meilleure utilisation in situ du Plutonium (réduction de 15 % par autoconsommation). Ces gains sont issus de sa conception neutronique (gros cœur, réflecteur neutronique) et des performances de gestion du combustible (haut taux de combustion).

Autres déchets d'exploitation hors combustible

La réduction des déchets solides d'exploitation hors combustible a également été un axe d'optimisation pour EPR. Les principales sources de cette réduction sont les suivantes :

- la mise en place à la conception d'un zonage propreté-déchets permettant un meilleur tri des déchets à la source et la production de déchets conventionnels pour les interventions non contaminantes en zone contrôlée,
- une meilleure maîtrise du terme source dans le choix des matériaux en contact avec le fluide primaire conduisant à la réduction de la production des produits de corrosion (réduction d'activité, cobalt 60 en particulier),
- une optimisation du conditionnement chimique du fluide primaire permettant notamment une régulation optimisée de la concentration en lithium, la limitation du phénomène de radiolyse, la possibilité d'injecter du zinc dans le circuit primaire pour empêcher l'incorporation du cobalt dans les oxydes des zones hors flux,
- une meilleure prise en compte de la sélectivité des drainages RPE facilitant le recyclage,
- une surface filtrante plus importante sur les filtres de purification du RCV, du fait de la technologie des filtres (paniers multicartouches et non monocartouche) ;
- un meilleur tri des déchets au BTE avec une installation, comprenant principalement une presse à compacter et un déchiqueteur, prévue dès la conception, limitant ainsi le volume de déchets conditionnés.

Il est cependant à noter que le volume de déchets d'exploitation hors combustible dépend de l'arbitrage réalisé entre rejets et déchets dans la gestion de l'installation. Il est donc fortement dépendant de la politique d'exploitation mise en œuvre par l'exploitant.

*Cet aspect de la conception est présenté dans le sous-chapitre 11.3 du RDS.*

#### **1.2.7.4. LE DÉMANTÈLEMENT**

L'intégration des opérations de démantèlement dans la conception de l'EPR est une préoccupation du concepteur. Celle-ci se concrétise par les réflexions et actions suivantes :

- l'anticipation du démantèlement par une simulation sur l'activation des matériaux et par des hypothèses sur les événements potentiels induisant une dissémination de contamination (définition du zonage propreté-déchets à la conception),
- la prise en compte du retour d'expérience des chantiers de maintenance des gros composants,
- le choix des matériaux permettant de réduire l'activation des circuits et de réduire le volume des déchets actifs, d'améliorer la résistance des matériaux des gaines combustibles ainsi que la résistance du circuit primaire à la corrosion et à l'érosion,



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 45/50

STANDARD

- les dispositions constructives ayant pour objet de faciliter les travaux de démantèlement et l'évacuation des équipements et structures contaminés, de permettre l'utilisation d'écrans,
- les dispositions relatives aux circuits permettant d'éviter les dépôts actifs, de limiter la dissémination de la contamination et de faciliter la décontamination des locaux et équipements.

*Cet aspect de la conception est présenté dans le chapitre 20 du RDS.*

### **1.2.8. LA JUSTIFICATION ET L'OPTIMISATION DE LA CONCEPTION**

Conformément à l'article 10 du décret n°2007-1557, relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances radioactives, le projet EPR doit justifier l'atteinte d'un niveau de risque aussi bas que possible dans des conditions économiquement acceptables, compte tenu de l'état des connaissances, des pratiques et de la vulnérabilité de l'environnement de l'installation.

Cette exigence peut être rapprochée des principes de justification et d'optimisation énoncés dans le code de la santé publique et dans le code de l'environnement.

Fondamentalement, la réduction et la maîtrise des risques en matière de sûreté nucléaire reposent sur l'application de standards reconnus et éprouvés, usuellement regroupés sous le terme de « bonnes pratiques » au sens de l'article 1<sup>er</sup>.2 de l'arrêté INB du 7 février 2012.

Dans le cas du projet EPR, l'assurance d'une conception optimisée et justifiée de l'EPR, depuis le Basic Design jusqu'aux études de conception détaillée, repose sur un ensemble de pratiques et une démarche générale de sûreté à la conception, permettant de garantir le niveau de sûreté de l'EPR dans la lignée de la pratique française d'amélioration continue.

Ces bonnes pratiques concernent notamment :

- l'organisation mise en place pendant la phase de conception de l'EPR,
- la prise en compte et la valorisation du retour d'expérience,
- l'utilisation de codes et de normes pertinents,
- l'utilisation des études probabilistes de sûreté,
- l'amélioration des connaissances,
- et plus généralement l'ensemble des étapes de la démarche de sûreté à la conception, fondée en particulier sur le concept de défense en profondeur.

Tout au long de la phase de conception, la mise en œuvre de ces bonnes pratiques conduit à l'identification d'alternatives de conception, à leur analyse, leur comparaison et finalement à la sélection des options de conception les plus appropriées, ce qui permet de satisfaire les principes de justification et d'optimisation de la conception de l'EPR.

#### **1.2.8.1. L'ORGANISATION MISE EN PLACE PENDANT LA PHASE DE CONCEPTION DE L'EPR**

Les différentes organisations impliquées dans la conception de l'EPR concernent les concepteurs et exploitants d'une part, les autorités de sûreté française et allemande ainsi que leurs appuis techniques d'autre part.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 46/50

STANDARD

La conception de l'EPR s'appuie sur une organisation structurée du projet qui, dès le début du projet fait intervenir à la fois des concepteurs et des exploitants expérimentés assurant la définition, l'analyse et l'évaluation des choix de conception, puis leur validation et leur mise en œuvre. Cette organisation a conduit à une conception partagée et validée à la fois par les concepteurs du projet EPR et les exploitants.

*Les organisations d'EDF, Areva et Sofinel sont décrites dans le sous-chapitre 1.4 du RDS.*

En 1989, les autorités de sûreté française et allemandes (DGSNR/BMU) se sont regroupées pour superviser le projet EPR. Dans le même temps, des accords de coopération étaient signés entre leurs appuis techniques respectifs (IRSN/GRS) et entre les groupes permanents d'experts indépendants (GPR/RSK) consultés par les autorités de sûreté.

Les différentes phases de conception ont été ponctuées par des échanges réguliers entre les concepteurs et les autorités de sûreté, par des évaluations menées par les appuis techniques des autorités de sûreté, et par les groupes permanents d'experts français et allemand réunis. Notamment, l'organisation des autorités de sûreté a donné lieu à l'élaboration des « Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression » (cf [2]).

Globalement, la conception de l'EPR a été l'objet d'un processus d'optimisation de plus de 20 années entre concepteurs, exploitants, autorités de sûreté et appuis techniques, visant à maximiser la sûreté du projet tout en tenant compte des contraintes industrielles pratiques.

#### **1.2.8.2. LA PRISE EN COMPTE ET LA VALORISATION DU RETOUR D'EXPÉRIENCE**

Le projet EPR bénéficie à la fois du retour d'expérience du parc français en exploitation et du parc allemand, notamment du Konvoi. Il bénéficie également du retour d'expérience de conception de Framatome et de Siemens. En complément, la conception intègre le retour d'expérience mondial. A titre d'illustration, on peut citer :

- le choix de l'inconel [ ] pour les tubes de générateurs de vapeur afin de renforcer leur intégrité,
- le choix d'une pression de refoulement abaissée des pompes d'injection de sécurité moyenne pression pour éviter les débordements des générateurs de vapeur en situation de RTGV, et l'arrêt automatique des pompes RCV sur détection d'un haut niveau dans un GV,
- la prise en considération du risque de colmatage des puisards RIS par la mise en place de paniers de rétention des débris,
- une conception à 4 trains du système ASG pour améliorer sa disponibilité, et l'ajout d'un système dédié aux démarrages et arrêts du réacteur,
- la fiabilisation des alimentations électriques par la mise en place de 4 générateurs diesels, complétés de 2 générateurs diesels en cas de perte totale des alimentations électriques. On peut également citer la diversification des alimentations électriques du contrôle-commande, la diversification des fournitures des batteries entre divisions suite à l'incident de Forsmark (Suède, 2006).
- Pour les situations d'hypothétique accident avec fusion du cœur, l'intégrité du confinement est assurée par la prise en considération à la conception du risque de détonation hydrogène, de l'échauffement direct de l'enceinte (DCH), du risque d'explosion vapeur, du risque de percée du radier, des phénomènes de pressurisation du confinement et par la recherche et le traitement des chemins de fuite du confinement.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 47/50

STANDARD

### **1.2.8.3. L'UTILISATION DE CODES ET DE NORMES**

La conception de l'EPR repose sur l'utilisation de codes et normes de conception, nationaux et internationaux qui sont reconnus et éprouvés, avec notamment l'utilisation des codes RCC et ETC et l'ouverture à des codes internationaux tels que l'ASME et KTA.

*Cet aspect de la conception est détaillé dans le paragraphe 1.2.6, et dans la section 1.6.2 du RDS.*

### **1.2.8.4. L'UTILISATION DES ÉTUDES PROBABILISTES DE SÛRETÉ**

Les études probabilistes de sûreté à la conception sont utilisées en complément de l'approche déterministe, pour conforter et optimiser les choix de conception retenus. Elles permettent de vérifier quantitativement le bon niveau de sûreté de l'installation, via le respect de l'objectif de sûreté global de fusion du cœur et des cibles probabilistes internes de conception. Elles contribuent ainsi à la démonstration quantitative de la bonne implémentation du concept de défense en profondeur.

A cette fin, différentes analyses EPS en phase de conception ont été réalisées pour éclairer et conforter les options de conception retenues, notamment vis-à-vis de la redondance et de la diversification des systèmes de sûreté ou de la limitation de l'impact des défaillances de mode commun pour les systèmes redondants.

A titre d'illustration de l'utilisation des EPS à la conception, on peut citer :

- la détermination du nombre de diesels de secours, et la diversification entre les diesels principaux et les diesels d'ultime secours,
- la mise en place d'une chaîne de refroidissement dédiée au système EVU pour l'évacuation de la chaleur de l'enclaustré, et le choix d'une source froide diversifiée.

*Cet aspect de la conception est détaillé dans le paragraphe 1.2.6, et dans le chapitre 18 du RDS.*

### **1.2.8.5. L'AMÉLIORATION DES CONNAISSANCES**

Un programme de recherche et développement a été mis en œuvre pour valider les choix de conception de l'EPR présentant des innovations par rapports à la conception des réacteurs existants.

Les programmes de R&D concernent :

- les travaux nécessaires à la conception pour la validation des points essentiels (ex : comportement du corium hors cuve),
- les travaux utiles pour améliorer et optimiser la conception de l'EPR (ex : modes de défaillance de la cuve),
- les travaux pour la confirmation des études réalisées, et pour l'acquisition d'information complémentaires pour renforcer les choix de conception de l'EPR (ex : explosion vapeur).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 48/50

STANDARD

A titre d'exemple, les sujets ayant fait l'objet de programmes de recherche et de développement sont :

- les grappes de commande,
- le réflecteur lourd,
- la mitigation des accidents de perte de réfrigérant primaire,
- la mitigation des accidents de rupture de tubes de générateurs de vapeur avec perte de réfrigérant primaire,
- les générateurs de vapeur,
- les performances des vannes de décharge du circuit primaire en hypothétique accident avec fusion du cœur,
- la conception des internes de cuves et le comportement du circuit primaire en situation de fusion du cœur,
- la stabilisation du corium,
- la mitigation du risque hydrogène,
- l'évacuation de la chaleur de l'enceinte,
- la limitation des rejets radioactifs,
- les structures internes de l'enceinte de confinement.

#### **1.2.8.6. LA DÉMARCHE DE DÉFENSE EN PROFONDEUR**

Les travaux internationaux sur l'approche de la sûreté des réacteurs de nouvelle génération, en partie déclinés dans l'arrêté INB du 7 février 2012, mettent l'accent sur le renforcement du concept de défense en profondeur, et sur l'atteinte d'une plus grande indépendance entre les barrières assurant la prévention des rejets radioactifs dans l'environnement.

La mise en œuvre du concept de défense en profondeur à la conception de l'EPR vise à assurer :

- un équilibre entre les différents niveaux de protection,
- l'indépendance des différents niveaux de protection,
- un équilibre entre prévention et mitigation des situations accidentelles,
- un niveau de conservatisme adéquat dans la conception,
- l'extension de la démarche aux états d'arrêts et sur les situations pouvant conduire potentiellement à un contournement du confinement,
- la prise en considération des hypothétiques accidents avec fusion du cœur à la conception.

Au final, cette démarche a conduit à l'identification, à l'analyse et la comparaison des différentes options de conception possible, puis à la sélection et l'élimination d'options, voire des évolutions par rapport aux choix initiaux du projet EPR, pour aboutir à une conception équilibrée, minimisant les risques d'exposition du public et des travailleurs, tout en assurant une faisabilité de réalisation. A titre d'illustration, on peut citer :

- l'augmentation du volume de l'enceinte interne,
- la prise en compte des hypothétiques accidents avec fusion du cœur pour le dimensionnement de l'enceinte de confinement,
- un renforcement de l'enceinte externe [ ],



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 49/50

STANDARD

- le remplacement du liner de l'enceinte interne, initialement en matériau composite, par un liner acier,
- l'analyse exhaustive et le traitement des différents chemins de bipasse du confinement,
- les moyens dédiés aux hypothétiques accidents avec fusion du cœur (zone d'étalement du corium, évacuation de la chaleur de l'enceinte),
- l'augmentation de la taille des composants (GV, Cuve, pressuriseur),
- la suppression des pénétrations de fond de cuve pour l'instrumentation cœur, et la mise en place d'une instrumentation in-core,
- une réserve d'eau borée située à l'intérieur du bâtiment réacteur (IRWST),
- la mise en place de recombineurs autocatalytiques dans le bâtiment réacteur.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

PAGE : 50/50

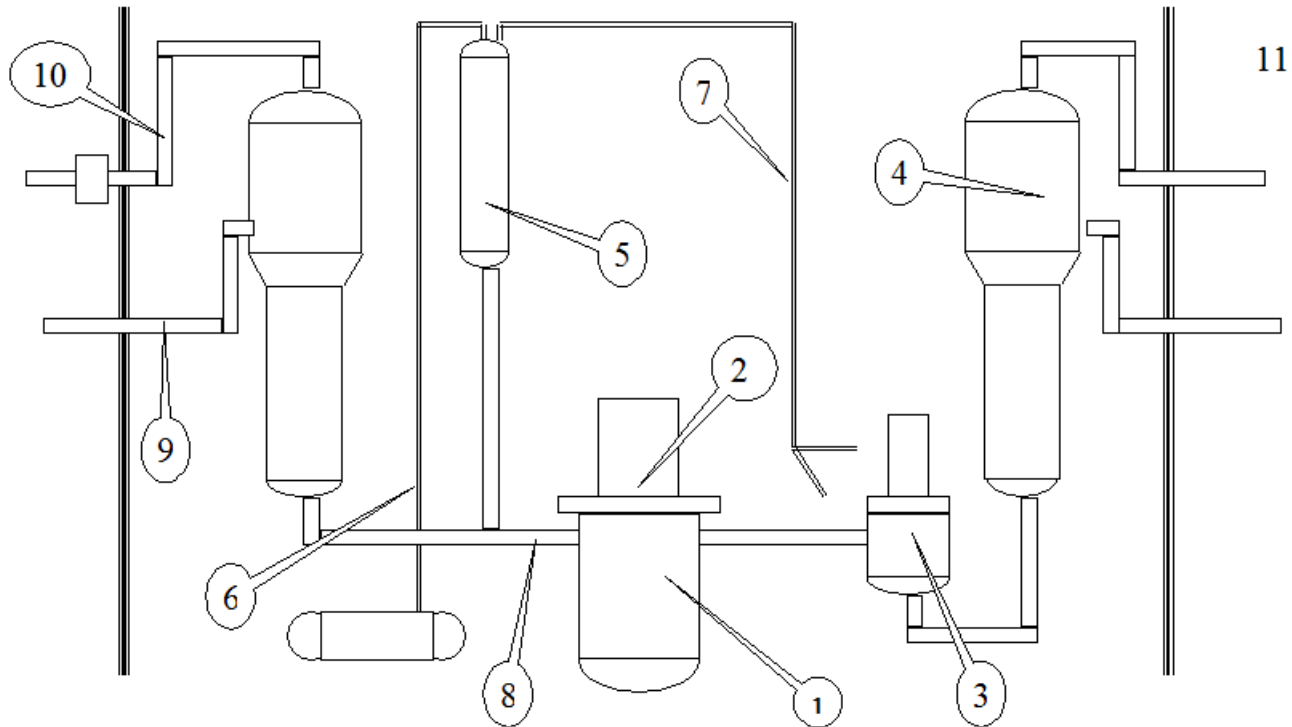
STANDARD

**LISTE DES RÉFÉRENCES**

- [1] Lettre DSIN n°1321/93 du 2 septembre 1993 : Déclaration conjointe des Autorités de Sûreté Française et Allemande sur une approche commune de sûreté pour les réacteurs à eau sous pression du futur.
- [2] « Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée » adoptées pendant les réunions plénières du GPR et des experts allemands les 19 et 26 octobre 2000.
- [3] Lettre DGSNR /SD2/n°0729/2004 du 28 septembre 2004 relative aux options de sûreté du projet de réacteur EPR
- [4] Décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 septembre 2008 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) les prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)



3.1 FIG 1 : SCHÉMA DE PRINCIPE DES CIRCUITS PRIMAIRES ET SECONDAIRES PRINCIPAUX DE L'EPR





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1

SECTION : -

FIGURE : 2

PAGE : 1/1

STANDARD

3.1 FIG 2 : []



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.1  
SECTION : -  
FIGURE : 3  
PAGE : 1/1  
STANDARD

3.1 FIG 3 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOMMAIRE  
SOUS-CHAP : 3.2

**SOMMAIRE SOUS CHAPITRE 3.2**

**3.2 - CLASSEMENT DES OUVRAGES, MATÉRIELS ET SYSTÈMES**

**3.2.1 - PRINCIPES GÉNÉRAUX DE CLASSEMENT ET EXIGENCES**

**3.2.2 - LISTE DE CLASSEMENT**



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.2  
SECTION : 3.2.2  
PAGE : 1/4  
STANDARD

**SOMMAIRE**

<b>3.2.2.LISTE DE CLASSEMENT .....</b>	<b>3</b>
<b>LISTE DES RÉFÉRENCES .....</b>	<b>4</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.2

SECTION : 3.2.2

PAGE : 2/4

STANDARD

**TABLEAUX :**

3.2.2 TAB 1 []

3.2.2 TAB 2 []

3.2.2 TAB 3 []

3.2.2 TAB 4 []

3.2.2 TAB 5 []

3.2.2 TAB 6 []



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.2  
SECTION : 3.2.2  
PAGE : 3/4  
STANDARD

### **3.2.2.LISTE DE CLASSEMENT**

Le classement de sûreté des systèmes, équipements et ouvrages de l'EPR, déterminés par application de la démarche présentée en section 3.2.1, sont présentés dans les tableaux suivants :

- Tableau 3.2.2 TAB 1 : classement des principaux systèmes mécaniques,
- Tableau 3.2.2 TAB 2 : classement des principaux systèmes électriques,
- Tableau 3.2.2 TAB 3 : classement des principaux équipements de manutention et d'entreposage du combustible,
- Tableau 3.2.2 TAB 4 : classement des systèmes et équipements de contrôle-commande,
- Tableau 3.2.2 TAB 5 : classement des ouvrages de génie civil.

Les éléments importants pour la protection des intérêts au sens de l'arrêté INB associés aux risques liés aux incidents et accidents radiologiques (EIPS) qui ne relèvent pas formellement de la démarche de classement retenue pour EPR en application des Directives Techniques (« Autres EIPS ») sont identifiés dans la section 3.2.1.

Le classement des systèmes, équipements et ouvrages s'inscrit dans le cadre de la démarche de sûreté et s'appuie sur l'identification des fonctions de sûreté auxquelles ces matériels contribuent. L'identification des exigences de classement associées aux dispositions nécessaires au respect des critères de sûreté se base sur les études d'accidents (PCC, RRC-A, accidents graves) ou d'agressions réalisées dans le cadre du présent Rapport de Sûreté.

A ce titre, la Note de Synthèse des Analyses d'Exigences Fonctionnelles [1] constitue un recueil d'exigences de sûreté participant à la conception de chaque système élémentaire par identification de ses rôles et fonctions pour les différentes situations de la démonstration de sûreté.

Les cas limités de fonctions et équipements faisant l'objet d'une exception aux règles de classement énoncées dans la section 3.2.1 sont identifiés dans le tableau 3.2.2 TAB 6.

Les points suivants sont en outre à noter :

- Le classement fonctionnel présenté dans les tableaux ci-après est l'exigence maximale. Notamment, pour les matériels électro-mécaniques, le requis fonctionnel de la partie mécanique « statique » peut différer de celui de la partie « manœuvre » qui englobe notamment la partie électrique et contrôle-commande.
- Le classement SC2 mentionné dans les tableaux ci-après ne s'applique que si la défaillance des équipements concernés peut avoir un impact inadmissible sur les équipements de classe SC1 en cas de séisme. Les systèmes ou parties de systèmes faisant l'objet de la seule exigence SC2 stabilité ne sont pas nécessairement mentionnés dans les tableaux ci-après.
- Le niveau de qualité de conception et de réalisation défini dans la colonne « qualité de réalisation » du tableau 3.2.2 TAB 1 est déterminé sur la base du niveau de classement mécanique et du niveau de classement ESPN (cf. paragraphe 3.1.1.2 de la section 3.2.1). Les exigences associées sont précisées dans la section 3.6.2. Les équipements pour lesquels le RRC-M ou équivalent n'est pas applicable (mention « s.o. ») font l'objet d'exigences spécifiques. Les exigences particulières appliquées au titre de la démarche d'exclusion de rupture ou de fuite (cf. paragraphes 3 et 4 de la section 3.4.2) sont également identifiées dans le tableau 3.2.2 TAB 1.
- La mention « Reste du système » utilisée dans le tableau 3.2.2 TAB 1 signifie qu'au moins un matériel, non couvert par les autres exigences du système, a l'exigence spécifiée.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.2

SECTION : 3.2.2

PAGE : 4/4

STANDARD

**LISTE DES RÉFÉRENCES**

- [1] ECEF0100515 K – Synthèse des analyses d'exigences fonctionnelles par systèmes élémentaires
- [2] D305914014221 – Justification de l'exception associée à la surveillance de la concentration en bore du circuit primaire
- [3] ECESN131008 – Justification de l'exception associée à la détection de rupture de ligne véhiculant du fluide primaire hors enceinte
- [4] TFCT130562 – Justification de l'exception associée aux systèmes contribuant à la réalisation du déclenchement turbine et d'auxiliaires permettant l'isolement des consommateurs vapeurs en salle des machines
- [5] TFCT130592 – Justification de l'exception associée aux Fonctions LCO GCT programmée dans le système de contrôle-commande PAS
- [6] TFCT130612 – Justification de l'exception associée aux fonctions de limitation mettant en œuvre des systèmes du bâtiment électrique non classé et de l'îlot conventionnel
- [7] TSIE130858 – Justification de l'exception associée au compte-rendu d'état des moteurs grande vitesse et très grande vitesse des organes filtrants CFI
- [8] TSIE131265 – Justification de l'exception associée aux disjoncteurs non classés dont l'ouverture contribue à des fonctions dispositions agression
- [9] D305913001652 – Justification de l'exception associée à la non application de l'aggravant unique sur les clapets des accumulateurs RIS,
- [10] D305913002014 – Justification de l'exception associée à la non application de l'aggravant unique sur les vannes d'isolement du circuit VVP
- [11] PEPS-F DC184 F – Justification de l'exception associée à la non application de l'aggravant unique sur les soupapes du pressuriseur
- [12] ECESN130383 – Dossier de justification de l'exception associée au classement F1B non sismique de la fonction d'aspersion normale du pressuriseur
- [13] TSIE131213 A – Justification de l'exception associée à la disponibilité des moyens de protection incendie en station de pompage suite à séisme
- [14] TSIM131404 A – Justification de l'exception associée à la disponibilité des fonctions de conditionnement en station de pompage suite à séisme
- [15] ECESN121027 – Justification des exceptions associées à la valorisation du troisième train PTR et de la chaîne de refroidissement EVU/SRU en PCC et aux fonctions de commande, non F1B, dont les défaillances en fonctionnement normal conduiraient à des PCC3 ou PCC4
- [16] FA3ELY2016FR0037 A – Justification des exceptions associées au système de détection hydrogène dans les locaux du RdP pendant les essais de soupapes du pressuriseur
- [17] D305215061381 A – Cellules électriques non classées dont l'ouverture contribue à des fonctions agressions sur les systèmes SEN et CRF





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.2

SECTION : 3.2.2

TABLEAU : 1

PAGE : 1/1

STANDARD

3.2.2 TAB 1 : []



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.2

SECTION : 3.2.2

TABLEAU : 2

PAGE : 1/1

STANDARD

3.2.2 TAB 2 : []



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.2  
SECTION : 3.2.2  
TABLEAU : 3  
PAGE : 1/1  
STANDARD

3.2.2 TAB 3 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.2  
SECTION : 3.2.2  
TABLEAU : 4  
PAGE : 1/1  
STANDARD

3.2.2 TAB 4 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.2

SECTION : 3.2.2

TABLEAU : 5

PAGE : 1/1

STANDARD

3.2.2 TAB 5 : []



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.2  
SECTION : 3.2.2  
TABLEAU : 6  
PAGE : 1/1  
STANDARD

3.2.2 TAB 6 : [ ]



## **SOMMAIRE SOUS CHAPITRE 3.3**

### **3.3 - PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS EXTERNES**

**3.3.0 - EXIGENCES DE SÛRETÉ COMMUNES À TOUTES LES AGRESSIONS EXTERNES**

**3.3.1 - BASES DE CONCEPTION**

**3.3.2 - PROTECTION CONTRE LES SÉISMES**

**3.3.3 - PROTECTION CONTRE LA CHUTE D'AVION**

**3.3.4 - PROTECTION CONTRE LES RISQUES LIÉS À L'ENVIRONNEMENT INDUSTRIEL ET AUX VOIES DE COMMUNICATION - EXPLOSION EXTERNE**

**3.3.5 - PROTECTION CONTRE L'INONDATION EXTERNE**

**3.3.6 - PROTECTION CONTRE LES CONDITIONS CLIMATIQUES EXTREMES**

**3.3.7 - PROTECTION CONTRE LA Foudre ET LES INTERFÉRENCES ÉLECTROMAGNETIQUES (IEM)**

**3.3.8 - AGRESSIONS SPÉCIFIQUES À LA SOURCE FROIDE**

**3.3.9 - VÉRIFICATION DE L'ACCEPTABILITÉ DES CONSÉQUENCES RADIOLOGIQUES**



## SOMMAIRE

<b>3.3.6.PROTECTION CONTRE LES CONDITIONS CLIMATIQUES EXTREMES .....</b>	<b>3</b>
<b>0. EXIGENCES DE SÛRETÉ.....</b>	<b>3</b>
<b>0.1. OBJECTIFS DE SÛRETÉ .....</b>	<b>3</b>
<b>0.2. PROTECTION CONTRE LA NEIGE ET LE VENT .....</b>	<b>3</b>
<b>0.3. PROTECTION CONTRE LES PROJECTILES GÉNÉRÉS PAR LE VENT .....</b>	<b>3</b>
<b>0.4. PROTECTION CONTRE LES TEMPÉRATURES FROIDES DE L'AIR .....</b>	<b>4</b>
<b>0.5. PROTECTION CONTRE LA CANICULE.....</b>	<b>4</b>
<b>1. BASES DE CONCEPTION .....</b>	<b>5</b>
<b>1.1. NEIGE ET VENT.....</b>	<b>5</b>
<b>1.1.1. CARACTÉRISATION DE L'ALÉA.....</b>	<b>5</b>
<b>1.1.2. CUMULS .....</b>	<b>5</b>
<b>1.2. PROJECTILES GÉNÉRÉS PAR LE VENT .....</b>	<b>5</b>
<b>1.2.1. CARACTÉRISATION DE L'ALÉA.....</b>	<b>5</b>
<b>1.2.2. CUMULS .....</b>	<b>6</b>
<b>1.3. TEMPÉRATURES FROIDES DE L'AIR .....</b>	<b>6</b>
<b>1.3.1. CARACTÉRISATION DE L'ALÉA.....</b>	<b>6</b>
<b>1.3.2. PRISE EN COMPTE DE LA PERTE DES SOURCES ÉLECTRIQUES</b> <b>EXTERNES (MDTE).....</b>	<b>7</b>
<b>1.3.3. CUMULS .....</b>	<b>7</b>
<b>1.3.4. PRISE EN COMPTE DU VENT ASSOCIÉ AU FROID.....</b>	<b>8</b>
<b>1.3.5. CIBLES À PROTÉGER.....</b>	<b>8</b>
<b>1.4. CANICULE.....</b>	<b>8</b>
<b>1.4.1. CARACTÉRISATION DE L'ALÉA.....</b>	<b>8</b>
<b>1.4.2. CUMULS .....</b>	<b>9</b>
<b>1.5. DURÉES DE LA PERTE DE LA SOURCE FROIDE ET MDTE .....</b>	<b>10</b>
<b>2. ANALYSE DE SÛRETÉ.....</b>	<b>10</b>
<b>2.1. RÉSISTANCE A LA NEIGE.....</b>	<b>10</b>
<b>2.1.1. ÉLÉMENTS DE MÉTHODOLOGIE.....</b>	<b>10</b>
<b>2.1.2. ANALYSE POUR LES BÂTIMENTS DE L'ILOT NUCLÉAIRE .....</b>	<b>11</b>
<b>2.1.3. ANALYSE POUR LES BÂTIMENTS DE L'ILOT CONVENTIONNEL.....</b>	<b>11</b>
<b>2.2. RÉSISTANCE AU VENT .....</b>	<b>12</b>
<b>2.2.1. ÉLÉMENTS DE MÉTHODOLOGIE.....</b>	<b>12</b>
<b>2.2.2. ANALYSE .....</b>	<b>13</b>





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.3  
SECTION : 3.3.6  
PAGE : 2/28  
STANDARD

2.2.3. DISPOSITIONS VALORISÉES.....	13
2.3. PROTECTION CONTRE LES PROJECTILES GÉNÉRÉS PAR LE VENT .....	13
2.3.1. ÉLÉMENTS DE MÉTHODOLOGIE.....	13
2.3.2. ANALYSE POUR L'ÎLOT NUCLÉAIRE .....	13
2.3.3. ANALYSE POUR L'ÎLOT CONVENTIONNEL.....	14
2.4. PROTECTION CONTRE LES GRANDS FROIDS .....	15
2.4.1. ÉLÉMENTS DE MÉTHODOLOGIE.....	15
2.4.2. ANALYSE DE SÛRETÉ DES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE .....	16
2.4.3. ANALYSE DE SÛRETÉ DES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT CONVENTIONNEL.....	20
2.5. PROTECTION CONTRE LA CANICULE.....	22
2.5.1. MÉTHODOLOGIE DE VÉRIFICATION DU DIMENSIONNEMENT .....	23
2.5.2. ANALYSE DE SÛRETÉ .....	23
2.5.3. ADAPTABILITÉ DE L'INSTALLATION.....	27
LISTES DES RÉFÉRENCES .....	28



### **3.3.6.PROTECTION CONTRE LES CONDITIONS CLIMATIQUES EXTREMES**



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.3  
SECTION : 3.3.6  
PAGE : 22/28  
STANDARD

## **2.5. PROTECTION CONTRE LA CANICULE**

La démarche retenue pour la prise en compte de cette situation est une démarche de dimensionnement basée sur les températures de l'air et de l'eau définies par le sous-standard bord de mer froide (voir paragraphe 1.4.1).

Sauf justification particulière, les ouvrages de génie civil et les systèmes de ventilation ou de conditionnement sont dimensionnés en considérant les températures de l'air ambiant « caniculaire » (voir paragraphe 1.4.1.1).

La température maximale de la source froide sert au dimensionnement des circuits de refroidissement du réacteur (voir paragraphe 1.4.1.2).



## **2.5.1. Méthodologie de vérification du dimensionnement**

### **2.5.1.1. Vérification du dimensionnement lié à la température de l'air ambiant en situation de canicule**

#### **2.5.1.1.1. Ouvrages de génie civil**

La canicule est prise en compte au dimensionnement des ouvrages de génie civil classés.

La méthodologie appliquée pour justifier de la tenue structurelle des ouvrages concernés consiste à introduire les actions thermiques variables durables dans les combinaisons de cas de charge prescrits par l'ETC-C, en considérant un gradient thermique par rapport à la température de construction. Les combinaisons sont ensuite modélisées et les contraintes générées comparées aux limites mécaniques admissibles des matériaux (béton, acier...).

#### **2.5.1.1.2. Systèmes de ventilation ou de conditionnement**

La canicule est prise en compte dès la conception des systèmes de ventilation ou de conditionnement. Pour couvrir les situations incidentelles et accidentelles, certains systèmes sont classés au titre d'une fonction de conditionnement thermique. Les systèmes installés dans des bâtiments à forte inertie sont dimensionnés pour la température extérieure maximale journalière de l'air. Les systèmes installés dans des bâtiments à faible inertie sont dimensionnés pour la température maximale instantanée de l'air.

La méthodologie appliquée pour justifier de la suffisance du dimensionnement des systèmes de ventilation classés au titre d'une fonction de conditionnement thermique consiste à réaliser des études thermiques de vérification du dimensionnement en fonctionnement normal, incidentel et accidentel pour lesquelles la température extérieure est fixée conformément au sous-standard bord de mer froide. Ces études ont notamment pour but de vérifier le maintien des températures compatibles avec les requis de sûreté [ ], et ce, dans l'ensemble des situations PCC et RRC dans lesquelles ces équipements sont requis (voir paragraphes 2 des sections 9.4.x du RDS dédiées aux systèmes de climatisation, de chauffage et de ventilation).

### **2.5.1.2. Vérification du dimensionnement lié à la température de la source froide en situation de canicule**

La température maximale de la source froide en situation de canicule est prise en compte dans le dimensionnement des systèmes des chaînes de refroidissement classées.

Cette température est utilisée comme donnée d'entrée dans le scénario retenu pour le dimensionnement des échangeurs classés de sûreté.

## **2.5.2. Analyse de sûreté**

### **2.5.2.1. Température de l'air ambiant en situation de canicule**

#### **2.5.2.1.1. Ouvrages de génie civil**

La section 3.3.6 couvre la situation de canicule et détaille les températures associées à ladite situation.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.3  
SECTION : 3.3.6  
PAGE : 24/28  
STANDARD

En ce qui concerne les bâtiments classés des îlots nucléaire et conventionnel, l'importance des ouvrages de génie civil (épaisseur des structures notamment) justifie de considérer que lesdits ouvrages sont à forte inertie thermique. Ils sont donc dimensionnés en prenant en compte la température maximale journalière de l'air du sous-standard bord de mer froide, comme décrit dans le paragraphe 1.4.1.1.

Les calculs de structure sont ensuite effectués selon la méthodologie décrite dans le paragraphe 2.5.1.1.1.

#### **2.5.2.1.2. Systèmes de ventilation et de conditionnement**

Les sections 9.4.x portent la justification de la couverture de la situation de canicule par les systèmes de ventilation classés au titre d'une fonction de conditionnement thermique. Pour chaque système concerné, ces sections présentent successivement :

- les contributions du système aux fonctions de sûreté (voir paragraphe 0.1).
- la déclinaison des fonctions de sûreté en critères fonctionnels assurant des températures dans les locaux compatibles avec le fonctionnement des équipements classés en situation de fonctionnement normal, incidentel et accidentel (voir paragraphe 0.2).
- les hypothèses de dimensionnement associées aux critères fonctionnels (voir paragraphe 2.2). Ces hypothèses, enveloppes des situations pour lesquelles les systèmes supportés sont requis, intègrent les conditions de température extérieure couvrant la canicule.
- la démonstration de la suffisance des hypothèses de dimensionnement pour assurer les critères fonctionnels (voir paragraphe 4.2).
- la justification du respect des critères fonctionnels sur site par la vérification de paramètres physiques quantifiables lors des essais de démarrage (voir paragraphe 4.4.1), en exploitation (voir paragraphe 4.4.2) et lors des essais périodiques (voir paragraphe 4.4.3).

De plus, au titre de l'exploitation, des moyens de ventilation ou de conditionnement (non requis de sûreté au titre du conditionnement thermique) participent au maintien des conditions ambiantes de température dans les bâtiments.

##### **2.5.2.1.2.1. Ilot nucléaire**

#### **Bâtiment Réacteur**

Le bâtiment Réacteur est un bâtiment à forte inertie. Il est conditionné par les systèmes EVR ou EBA selon l'état de la tranche. Tranche en puissance, son conditionnement est assuré par EVR, le système SAT injectant de l'air (extérieur au BR) pour les besoins du SEXTEN. Dans les situations d'arrêt, il est ventilé et conditionné par le système EBA.

Le refroidissement de l'air par EVR est assuré à l'aide d'échangeurs eau/air alimentés par RRI et DER pour le compartiment équipement, d'unités locales de refroidissement pour l'espace de service. Le refroidissement de l'air par EBA est assuré par les trains de soufflage du système DWN.

L'espace entre enceintes est une zone à forte inertie. Il ne présente pas d'admission d'air extérieur par un système de ventilation. Aucun équipement spécifique n'est requis pour assurer le refroidissement de l'espace entre enceintes compte tenu de sa forte inertie thermique et des apports thermiques dans cette zone.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.3  
SECTION : 3.3.6  
PAGE : 25/28  
STANDARD

La démonstration de la suffisance du dimensionnement du système EVR participant au conditionnement thermique du bâtiment Réacteur est portée par la section 9.4.3.

#### **Bâtiments des auxiliaires de sauvegarde**

Les bâtiments des auxiliaires de sauvegarde sont des bâtiments à forte inertie. Les locaux des divisions 1 et 4 sont conditionnés par les systèmes DVL, DWL et DVE. Les locaux des divisions 2 et 3 sont conditionnés par les systèmes DVL, DWL et DCL. Le refroidissement de l'air est assuré par des batteries froides à eau glacée alimentées par DEL sur les trains de soufflage du DVL et du DCL, et par des unités locales de refroidissement (alimentées en eau glacée par DEL ou DER) installées dans certains locaux pour les systèmes DVL, DWL et DVE.

Les chambres d'admission et de rejet d'air des groupes froids DEL sur les divisions 1 et 4 sont des zones à faible inertie. Par conception, les équipements contenus dans ces locaux ne sont pas sensibles à la température extérieure.

La démonstration de la suffisance du dimensionnement des systèmes DVL, DWL, DCL participant au conditionnement thermique des bâtiments des auxiliaires de sauvegarde est portée par les sections 9.4.7, 9.4.8 et 9.4.6.

La démonstration de la suffisance du dimensionnement du système de production et distribution d'eau glacée de sûreté DEL, en tant que système support des systèmes de ventilation classés, est portée par la section 9.4.10.

#### **Bâtiment combustible**

Le bâtiment combustible est un bâtiment à forte inertie. Les locaux du bâtiment sont ventilés et conditionnés par le système DWK.

Le refroidissement de l'air par DWK est assuré par les trains de soufflage du système DWN et par des unités locales de refroidissement alimentées en eau glacée par DEL ou DER.

La démonstration de la suffisance du dimensionnement du système DWK participant au conditionnement thermique du bâtiment combustible est portée par la section 9.4.2.

#### **Bâtiments diesels**

Les bâtiments diesels sont des bâtiments à faible inertie thermique. Tous les locaux de ces bâtiments sont ventilés et conditionnés par le système DVD à l'exception des deux derniers niveaux du bâtiment [ ] contenant les aéroréfrigérants des diesels.

Par conception, les équipements contenus dans les deux niveaux haut des bâtiments ne sont pas sensibles à la température extérieure.

Le hall diesel est ventilé mais aucun équipement spécifique n'est requis pour assurer le refroidissement. Les autres locaux ventilés par le système DVD sont refroidis par une batterie froide à détente directe installée sur le réseau de ventilation.

La démonstration de la suffisance du dimensionnement du système DVD participant au conditionnement thermique du bâtiment diesel est portée par la section 9.4.9.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.3  
SECTION : 3.3.6  
PAGE : 26/28  
STANDARD

#### **Bâtiment des auxiliaires nucléaires**

Le bâtiment des auxiliaires nucléaires est un bâtiment à forte inertie. Tous les locaux de ce bâtiment sont ventilés et conditionnés par les systèmes DWN et DVE à l'exception de gaines techniques contenant des tuyauteries.

Le refroidissement de l'air est assuré à la fois par des batteries à eau glacée alimentées par DER sur les trains de soufflage du DWN et DVE, et par des unités locales de refroidissement installées dans certains locaux et alimentées en eau glacée par DER.

#### **Bâtiment de traitement des effluents**

Le bâtiment de traitement des effluents est un bâtiment à forte inertie. Tous les locaux de ce bâtiment sont ventilés et conditionnés par le système 8DWQ.

Le refroidissement de l'air est assuré à la fois par des batteries à eau glacée alimentées en eau glacée par 8DEQ sur les trains de soufflage du système 8DWQ et par des unités locales de refroidissement installées dans certains locaux et aussi alimentées en eau glacée par 8DEQ.

#### *2.5.2.1.2.2. Ilot conventionnel*

#### **Station de Pompage**

La station de pompage est un ouvrage à forte inertie thermique. Les locaux de cet ouvrage sont ventilés et conditionnés par le système DVP, à l'exception des alvéoles CFI contenant les filtres à chaîne (HPA et HPD) et les tambours filtrants (HPB et HPC), des escaliers d'accès au fond des alvéoles CFI (HPB et HPC) ouverts sur le hall et sans équipement sensibles, et [ ] abritant les ventilateurs de mise en dépression des SFA.

La démonstration de la suffisance du dimensionnement du système DVP participant au conditionnement thermique de la station de pompage est portée par la section 9.4.12.

#### **Galeries SEC**

Les galeries sont des ouvrages à forte inertie thermique. Les galeries sont en permanence balayées par les ventilations forcées du système DVP.

La démonstration de la suffisance du dimensionnement du système DVP participant au conditionnement thermique des galeries SEC est portée par la section 9.4.12.

#### **Ouvrage de rejet**

L'ouvrage de rejet est un ouvrage à forte inertie thermique. Les locaux de cet ouvrage sont ventilés et conditionnés par le système DVP, [ ].

La démonstration de la suffisance du dimensionnement du système DVP participant au conditionnement thermique de l'ouvrage de rejet est portée par la section 9.4.12.

#### **2.5.2.2. Température de la source froide en situation de canicule**

Les systèmes qui doivent considérer la température maximale de la source froide sont les systèmes SEC et SRU. Ces systèmes assurent respectivement le refroidissement du système RRI et de la chaîne intermédiaire du système EVU.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.3  
SECTION : 3.3.6  
PAGE : 27/28  
STANDARD

La démonstration de la prise en compte de cette température en situation de canicule est portée par la section 9.2.1 pour le système SEC et par la section 9.2.6 pour le système SRU.

### **2.5.3. Adaptabilité de l'installation**

La conception du réacteur EPR dans sa version standardisée dite « bord de mer froide » (voir paragraphe 1.4.1) présente des marges qui permettraient de s'accommoder d'une éventuelle réévaluation des températures extérieures maximales de l'eau et de l'air sur la durée de vie du réacteur.

En effet, le site de Flamanville présente des valeurs de températures eau et air inférieures à celles du sous-standard bord de mer froide, ce qui constitue autant de marges supplémentaires :

[ ]

Par ailleurs, le choix de l'utilisation d'un scénario pessimiste d'évolution des concentrations des gaz à effet de serre pour déterminer les températures caniculaires permet d'afficher une robustesse importante de Flamanville 3 vis-à-vis des effets du changement climatique sur les températures extrêmes.





## SOMMAIRE

<b>3.3.9.VÉRIFICATION DE L'ACCEPTABILITÉ DES CONSÉQUENCES RADIOLOGIQUES .....</b>	<b>3</b>
<b>0. EXIGENCES DE SÛRETÉ.....</b>	<b>3</b>
<b>1. BASES DE CONCEPTION .....</b>	<b>3</b>
<b>1.1. GÉNÉRALITÉS .....</b>	<b>3</b>
<b>1.2. RÈGLES DE VÉRIFICATION.....</b>	<b>4</b>
<b>2. ANALYSE DE SÛRETÉ.....</b>	<b>5</b>
<b>2.1. DÉFINITION DES CAS LIMITATIFS.....</b>	<b>5</b>
<b>2.1.1. IDENTIFICATION DES TERMES SOURCES .....</b>	<b>5</b>
<b>2.1.2. IDENTIFICATION DES SCÉNARIOS D'AGRESSIONS CONDUISANT AUX</b> <b>SCÉNARIOS ENVELOPPES .....</b>	<b>6</b>
<b>2.1.3. SCÉNARIO ASSOCIÉ À L'AGRESSION « SÉISMES » .....</b>	<b>6</b>
<b>2.1.4. SCÉNARIO ASSOCIÉ À L'AGRESSION « CONDITIONS CLIMATIQUES</b> <b>EXTRÊMES » .....</b>	<b>7</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.3

SECTION : 3.3.9

PAGE : 2/7

STANDARD



## **3.3.9.VÉRIFICATION DE L'ACCEPTABILITÉ DES CONSÉQUENCES RADIOLOGIQUES**

### **0. EXIGENCES DE SÛRETÉ**

L'objectif de l'évaluation des conséquences radiologiques des situations résultant des risques d'origine externe est de justifier qu'elles sont au plus équivalentes à celles évaluées pour des conditions de fonctionnement (cf. sous-chapitre 15.3) de fréquences d'occurrences équivalentes.

Tous les textes réglementaires applicables sont identifiés dans la section 3.3.0 ou dans les sections connexes 3.3.i.0 spécifiques à chaque agression externe.

Les exigences de sûreté sont conformes à la prescription technique INB 167-6.

### **1. BASES DE CONCEPTION**

#### **1.1. GÉNÉRALITÉS**

La méthode de vérification de l'acceptabilité des conséquences radiologiques s'applique à des scénarios initiés (lien de cause à effet) par des agressions suivant les principes identifiés dans la section 3.3.0 du RDS. Ainsi, la vérification porte sur les agressions considérées individuellement, et sur les situations de type « agression induisant une condition de fonctionnement PCC ».

L'analyse induite par la vérification permet d'exclure les agressions pour lesquelles il n'existe pas de risque de conséquences radiologiques du fait des précautions prises au dimensionnement des bâtiments et/ou de ses systèmes (y compris sur critère probabiliste par application d'une RFS), du fait de l'absence d'inventaire radioactif dans le bâtiment considéré, ou de l'absence d'impact de l'agression du bâtiment sur un autre bâtiment comportant des produits radioactifs.

La vérification s'appuie sur l'identification des termes sources radioactifs notables et mobilisables. Ainsi, les installations relevant de la réglementation des ICPE ou les équipements nécessaires au fonctionnement de l'INB mais qui n'auraient éventuellement relevé que de la réglementation ICPE en dehors du périmètre de l'INB, sont exclus de l'étude. Ces installations ne contiennent pas de terme source radioactif notable.

La méthode de vérification s'appuie sur les principes suivants :

- Les règles et hypothèses d'étude applicables à la méthode de vérification de l'acceptabilité des conséquences radiologiques des agressions sont les règles d'étude des agressions telles que définies dans le sous-chapitre 3.3 du RDS.

Compte tenu du nombre important de situations résultant des risques d'origine externe susceptibles de faire l'objet d'une vérification (configurations de tranche, états initiaux, types d'agressions, localisation, conditions climatiques...), et afin de réaliser une vérification satisfaisante, tous les scénarios possibles ne sont pas explorés systématiquement ; la méthode privilégie une démonstration basée sur des vérifications réalisées sur un nombre limité de scénarios, retenus pour leur caractère enveloppe, à partir des études d'agressions.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.3  
SECTION : 3.3.9  
PAGE : 4/7  
STANDARD

- La méthode de vérification des conséquences radiologiques des agressions identifie les scénarios enveloppes pertinents, sur la base de la localisation des termes sources susceptibles d'être mobilisés par l'agression considérée, selon les modes de propagation possibles vers l'environnement, et sur la base d'une approche combinant la probabilité des scénarios associée à leur gravité.
- Dans le cadre de la détermination des couples « probabilité/gravité » des scénarios enveloppes ou dans celui de l'appréciation de l'acceptabilité des conséquences radiologiques des agressions, la méthode s'appuie quand cela est pertinent sur les études préexistantes et valorisées dans le RDS (conditions de fonctionnement PCC, études de vérification spécifiques, études résultant de l'Arrêté du 31 décembre 1999 fixant la réglementation technique générale destinée à prévenir et limiter les nuisances et les risques externes résultant de l'exploitation des installations nucléaires de base...).

La méthode privilégie les argumentaires qualitatifs, ou les calculs préexistants ; elle a recours à des calculs dédiés si cela s'avère nécessaire.

## 1.2. RÈGLES DE VÉRIFICATION

Les grandes étapes de la méthode reposent de manière générale sur les activités suivantes :

1. Pour chacune des agressions, identification des bâtiments ou circuits contenant des termes sources.
2. Identification de la liste des scénarios à étudier sur la base des études agression réalisées au titre du sous-chapitre 3.3 du RDS, choix de la maille d'étude en tenant compte du terme source mobilisable et des caractéristiques des bâtiments et des systèmes. Sur la base de cette liste, la méthode analyse la présence de dispositions permettant d'écarter le risque (sur la base de la conception ou des études d'agression), en déduit une « liste réduite » de scénarios; les termes sources mobilisables peuvent être de différentes natures : essentiellement liquides ou gazeuses. L'analyse procède par agressions, bâtiments et termes sources mobilisables et identifie les scénarios enveloppes afin de limiter les analyses suivantes.
3. Pour chaque scénario enveloppe identifié, la méthode vérifie s'il a déjà été étudié, notamment dans le cadre d'une étude préexistante PCC, étude résultant de l'Arrêté du 31 décembre 1999, ou dans un autre cadre spécifique (le « scénario de référence »). Elle vise également à s'assurer que la probabilité du scénario agression est du même ordre de grandeur que celle du scénario de référence. Les conséquences sont ainsi réputées acceptables puisque le scénario agression est assimilé à cette étude préexistante.

Si le scénario n'a pas fait l'objet d'une étude préexistante (étude PCC, étude résultant de l'Arrêté du 31 décembre 1999, ou étude spécifique), l'analyse se poursuit aux points suivants (4, 5 et 6) :

4. Evaluation ou estimation des conséquences radiologiques du scénario étudié (argumentaire ou calcul existant ou dédié) et appréciation de la probabilité, selon une approche qui peut être qualitative ou quantitative.  
Et comparaison à d'autres scénarios enveloppes couvrant d'autres agressions (la méthode recherche explicitement à faire émerger des scénarios enveloppes).
5. Identification d'une condition de fonctionnement comparable (termes sources et fréquences d'occurrence).
6. Comparaison entre le scénario (agression) enveloppe et la situation retenue précédemment. La méthode privilégie la comparaison des termes sources s'ils sont effectivement comparables.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.3

SECTION : 3.3.9

PAGE : 5/7

STANDARD

Dans le cas où cette comparaison n'est pas possible (par exemple les termes sources ne sont pas comparables), les conséquences radiologiques du scénario enveloppe considéré sont évaluées et appréciées au regard des critères des conditions de fonctionnement correspondant à des fréquences d'occurrence équivalentes.

Dans le cas où une agression induit une condition de fonctionnement PCC, si la méthode identifie ce même PCC comme l'unique étude de référence possible, alors la méthode veille à démontrer que les conséquences radiologiques propres à l'agression n'aggravent pas de manière inacceptable celles du PCC induit.

De façon générale et par défaut, la vérification est menée avec des règles cohérentes avec celles retenues pour les agressions considérées. Néanmoins, pour favoriser l'émergence d'un nombre limité de scénarios enveloppes, ou pour faciliter la comparaison aux conséquences radiologiques des conditions de fonctionnement PCC, l'analyse peut considérer des hypothèses raisonnablement conservatives, ou des hypothèses de découplage si cela ne remet pas en cause le caractère acceptable des conséquences radiologiques des agressions considérées. Ces hypothèses simplificatrices, pour commodité d'études, ne sont pas à considérer comme des exigences sûreté à prendre en compte.

La méthode de vérification privilégie, en première approche, la maille d'étude constituée par les bâtiments. Le champ d'investigation couvre les bâtiments contenant des termes sources de nature radioactive à savoir : le BR, le BAN, les BAS, le BK, le BTE. Il convient de couvrir également certains ouvrages de site, notamment les bâches de stockage des effluents et leurs rétentions. Les systèmes élémentaires concernés sont ceux hébergés par ces bâtiments et susceptibles de contenir un inventaire radioactif. La vérification prend en compte les effluents liquides. De fait, pour un terme source donné, il peut être utile d'adapter la maille d'étude en considérant ce par quoi il est protégé vis à vis de l'agression concernée : une partie d'un système, un local, le bâtiment entier, voire plusieurs bâtiments de l'installation. La maille retenue in fine doit être adaptée, si nécessaire, en fonction des phénomènes considérés, et de la surface ou du volume concerné par ces phénomènes.

La méthode de vérification des conséquences radiologiques nécessite d'évaluer la probabilité des scénarios enveloppes retenus. Il s'agit le plus souvent d'identifier les conditions de fonctionnement PCC pour la comparaison finale des conséquences radiologiques. Le besoin consiste généralement à indiquer un ordre de grandeur de la probabilité de l'agression considérée, ou un encadrement de cette probabilité.

Pour les besoins de la vérification, les hypothèses à prendre en compte pour borner les probabilités des scénarios d'agression peuvent notamment s'appuyer sur les études relatives aux risques classiques, selon une approche qui peut être qualitative ou quantitative.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOMMAIRE  
SOUS-CHAP : 3.4

**SOMMAIRE SOUS CHAPITRE 3.4**

**3.4 - PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS INTERNES**

- 3.4.0 - EXIGENCES DE SÛRETÉ COMMUNES À TOUTES LES AGRESSIONS INTERNES ET RÈGLES D'ANALYSES**
- 3.4.1 - BASES DE CONCEPTION**
- 3.4.2 - FUITES ET RUPTURES DE TUYAUTERIES**
- 3.4.3 - DÉFAILLANCES DE RÉSERVOIRS, POMPES ET VANNES**
- 3.4.4 - MISSILES**
- 3.4.5 - COLLISIONS ET CHUTES DE CHARGES**
- 3.4.6 - EXPLOSION INTERNE**
- 3.4.7 - INCENDIE**
- 3.4.8 - INONDATION INTERNE**
- 3.4.9 - VÉRIFICATION DE L'ACCEPTABILITÉ DES CONSÉQUENCES RADIOLOGIQUES**



## SOMMAIRE

<b>3.4.9.VÉRIFICATION DE L'ACCEPTABILITÉ DES CONSÉQUENCES RADIOLOGIQUES ....</b>	<b>3</b>
<b>0. EXIGENCES DE SÛRETÉ .....</b>	<b>3</b>
<b>1. BASES DE CONCEPTION .....</b>	<b>3</b>
<b>2. ANALYSE DE SÛRETÉ.....</b>	<b>3</b>
<b>2.1. DÉFINITION DES CAS LIMITATIFS.....</b>	<b>3</b>
<b>2.1.1. IDENTIFICATION DES TERMES SOURCES .....</b>	<b>3</b>
<b>2.1.2. IDENTIFICATION DES SCÉNARIOS D'AGRESSIONS CONDUISANT AUX SCÉNARIOS ENVELOPPES .....</b>	<b>3</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.4

SECTION : 3.4.9

PAGE : 2/7

STANDARD





## **3.4.9.VÉRIFICATION DE L'ACCEPTABILITÉ DES CONSÉQUENCES RADIOLOGIQUES**

### **0. EXIGENCES DE SÛRETÉ**

L'objectif de l'évaluation des conséquences radiologiques des situations résultant des risques d'origine interne est de justifier qu'elles sont au plus équivalentes à celles évaluées pour des conditions de fonctionnement (cf. sous-chapitre 15.3) de fréquences d'occurrences équivalentes.

Tous les textes réglementaires applicables sont identifiés dans la section 3.4.0 ou dans les sections connexes 3.4.i.0 spécifiques à chaque agression interne.

Les exigences de sûreté sont conformes à la prescription technique INB 167-6.

### **1. BASES DE CONCEPTION**

La méthode utilisée pour les agressions internes est identique à celle décrite pour les agressions externes dans la section 3.3.9.



## **SOMMAIRE SOUS CHAPITRE 3.5**

### **3.5 - DIMENSIONNEMENT DES OUVRAGES SISMIQUES DE CATÉGORIE 1**

#### **3.5.0 - EXIGENCES DE SÛRETÉ ET BASES DE CONCEPTION DES STRUCTURES DE CATÉGORIE1**

#### **3.5.1 - ENCEINTE INTERNE AVEC PEAU MÉTALLIQUE**

#### **3.5.2 - TRAVERSÉES DE L'ENCEINTE**

#### **3.5.3 - STRUCTURES INTERNES EN BÉTON ET EN ACIER**

#### **3.5.4 - AUTRES OUVRAGES CLASSÉS SISMIQUES CATÉGORIE I**

#### **3.5.5 - FONDATIONS**



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.2  
PAGE : 1/26  
STANDARD

## SOMMAIRE

<b>3.5.2.TRAVERSÉES DE L'ENCEINTE.....</b>	<b>5</b>
<b>0. EXIGENCES DE SÛRETÉ.....</b>	<b>5</b>
<b>1. ACCÈS DES MATÉRIELS .....</b>	<b>5</b>
1.1. POSITION, DIMENSIONS ET QUANTITÉ .....	5
1.2. EXIGENCES GÉNÉRALES DE CONCEPTION .....	6
1.3. CLASSEMENT DE SÛRETÉ .....	6
1.4. CRITÈRES DE CONCEPTION ET DE FABRICATION .....	6
1.5. DESCRIPTION GÉNÉRALE DE L'ACCÈS DES MATÉRIELS.....	7
1.6. DISPOSITIF D'ACCOUPLMENT DES BRIDES.....	7
1.7. DISPOSITIF D'ACCOSTAGE DES BRIDES .....	8
1.8. DISPOSITIF DE GUIDAGE ET DE LEVAGE DU TAMPON .....	8
1.9. PLANCHER LOURD MOBILE.....	9
1.10. DISPOSITIONS RELATIVES À L'ÉTANCHÉITÉ .....	9
1.11. FERMETURE MANUELLE DU TAMPON .....	10
1.12. CONTRÔLE ET COMMANDE DU TAMPON.....	10
1.13. CONDITIONS DE DIMENSIONNEMENT ET DE VÉRIFICATION DE L'ÉTANCHÉITÉ .....	11
<b>2. SAS PERSONNEL.....</b>	<b>11</b>
2.1. POSITION, DIMENSIONS ET QUANTITÉ .....	11
2.2. EXIGENCES GÉNÉRALES DE CONCEPTION .....	11
2.3. CLASSEMENT DE SÛRETÉ .....	12
2.4. CRITÈRES DE CONCEPTION ET DE FABRICATION .....	12
2.5. DESCRIPTION GÉNÉRALE DES SAS .....	13
2.6. PRINCIPES GÉNÉRAUX DE FONCTIONNEMENT .....	13
2.7. DISPOSITIONS RELATIVES À L'ÉTANCHÉITÉ .....	15
2.8. CONTRÔLE ET COMMANDE DES SAS.....	15
2.9. CONDITIONS DE DIMENSIONNEMENT ET DE VÉRIFICATION DE L'ÉTANCHÉITÉ .....	16
<b>3. ACCÈS DE CHANTIER .....</b>	<b>16</b>
3.1. DESCRIPTION .....	16
3.2. DISPOSITIONS RELATIVES À L'ÉTANCHÉITÉ .....	17
3.3. BASES DE DIMENSIONNEMENT .....	17
<b>4. TUBE DE TRANSFERT.....</b>	<b>17</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.2  
PAGE : 2/26  
STANDARD

4.1.	DESCRIPTION .....	17
4.2.	DISPOSITIONS RELATIVES À L'ÉTANCHÉITÉ .....	18
4.3.	BASES DE DIMENSIONNEMENT .....	18
5.	TRAVERSÉES FLUIDES .....	19
5.1.	INTRODUCTION .....	19
5.2.	DESCRIPTION ET DISPOSITIONS RELATIVES À L'ÉTANCHÉITÉ .....	19
5.2.1.	TRAVERSÉE FLUIDE STANDARD .....	19
5.2.2.	TRAVERSÉE FLUIDE HAUTE ÉNERGIE (H.E.).....	20
5.2.3.	TRAVERSÉES DE LIGNE VAPEUR OU D'EAU ALIMENTAIRE.....	20
5.2.4.	TRAVERSÉES D'ASPIRATION AUX PUISARDS RIS ET EVU .....	21
5.2.5.	TRAVERSÉES DE VENTILATION (EBA).....	21
5.2.6.	TRAVERSÉES DE RÉSERVE .....	21
5.3.	BASES DE DIMENSIONNEMENT .....	22
6.	TRAVERSÉES ÉLECTRIQUES .....	22
6.1.	TRAVERSÉES ÉLECTRIQUES DE L'ENCEINTE INTERNE.....	22
6.1.1.	DISPOSITION GÉNÉRALE.....	22
6.1.2.	DISPOSITIONS RELATIVES À L'ÉTANCHÉITÉ .....	22
6.2.	TRAVERSÉES ÉLECTRIQUES DE L'ENCEINTE EXTERNE .....	22
7.	RÈGLES DE CONCEPTION ET DE RÉALISATION .....	23
8.	LISTE DES TRAVERSÉES .....	23
9.	ANALYSE DE SÛRETÉ.....	25
9.1.	TEL QUE DIMENSIONNÉ .....	25
9.2.	TEL QUE RÉALISÉ .....	25
	LISTE DE REFERENCES .....	26



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5

SECTION : 3.5.2

PAGE : 3/26

STANDARD

**TABLEAUX :**

3.5.2 TAB 1 [ ]

**FIGURES :**

3.5.2 FIG 1 REPRESENTATION D'UNE TRAVERSEE FLUIDE HAUTE ENERGIE, DE LIGNE  
VAPEUR OU D'EAU ALIMENTAIRE AVEC FLASQUE

3.5.2 FIG 2 [ ]

3.5.2 FIG 3 TRAVERSÉE FLUIDE STANDARD

3.5.2 FIG 4 TRAVERSÉE FLUIDE HAUTE ÉNERGIE (H.E.)

3.5.2 FIG 5 TRAVERSÉE DE LIGNE VAPEUR OU D'EAU ALIMENTAIRE

3.5.2 FIG 6 TRAVERSÉES D'ASPIRATION AUX PUISARDS RIS ET EVU

3.5.2 FIG 7 TRAVERSÉE DE VENTILATION (EBA)

3.5.2 FIG 8 ACCÈS DES MATÉRIELS (1/2 VUE DE FACE, 1/2 VUE DE CÔTÉ)

3.5.2 FIG 9 [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5

SECTION : 3.5.2

PAGE : 4/26

STANDARD



## 3.5.2. TRAVERSÉES DE L'ENCEINTE

Les traversées de l'enceinte du bâtiment réacteur sont de plusieurs types :

- accès des matériels,
- sas personnel et sas de secours,
- accès de chantier,
- tube de transfert,
- traversées fluides,
- traversées électriques.

Cette section aborde la description des traversées, les bases de leur dimensionnement et les dispositions à prendre afin de garantir leur étanchéité.

A noter que toutes les traversées sont horizontales et disposées radialement par rapport au centre du bâtiment réacteur, à l'exception du tube de transfert.

## 0. EXIGENCES DE SÛRETÉ

Les exigences de sûreté des ouvrages sismiques de catégorie 1 sont données dans la section 3.5.0.

Les exigences de sûreté pour le confinement et l'isolement de l'enceinte sont précisées respectivement dans les sections 6.2.1 EXIGENCES RELATIVES A LA FONCTION CONFINEMENT ET DESCRIPTION FONCTIONNELLE et 6.2.3 ISOLEMENT DE L'ENCEINTE.

## 1. ACCÈS DES MATÉRIELS

### 1.1. POSITION, DIMENSIONS ET QUANTITÉ

Le bâtiment réacteur dispose d'une traversée d'un diamètre de [ ] pour l'accès des matériels au plancher de service du bâtiment réacteur [ ].

L'axe de cette traversée est situé à [ ] à partir de la position de référence dans le sens des aiguilles d'une montre, [ ].

L'accès des matériels relie le bâtiment combustible au bâtiment réacteur, en traversant la paroi de l'enceinte externe et la paroi de l'enceinte interne renforcée localement à ce niveau.

Cet accès est obturé, pendant le fonctionnement de la tranche, par un fond bombé appelé tampon de l'accès des matériels. Dans la suite, le terme d'accès des matériels inclura ce tampon.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.2  
PAGE : 6/26  
STANDARD

## **1.2. EXIGENCES GÉNÉRALES DE CONCEPTION**

L'accès des matériels est conçu pour conserver son intégrité mécanique et pour remplir ses fonctions de base (notamment conservation de l'étanchéité de l'enceinte interne) dans toutes les situations, normales ou accidentelles, définies dans [1]. Sa conception tient compte du retour d'expérience acquis sur les accès des matériels des paliers précédents.

Les composants de l'accès des matériels sont conçus pour une durée de vie de 60 ans sauf les pièces remplaçables telles que par exemple les joints, les roulements du système de guidage du tampon et les treuils de levage.

Tous les câbles de contrôle et d'alimentation, ainsi que les tuyauteries des circuits hydrauliques et/ou pneumatiques, sont protégés contre les dommages.

## **1.3. CLASSEMENT DE SÛRETÉ**

L'accès des matériels est classé de sûreté conformément au sous-chapitre 3.2 CLASSEMENT DES OUVRAGES, DES MATÉRIELS ET DES SYSTÈMES.

## **1.4. CRITÈRES DE CONCEPTION ET DE FABRICATION**

Pour la conception des pièces de l'accès des matériels les chargements élémentaires suivants sont pris en compte :

- les conditions normales de pression et de température à l'intérieur de l'enceinte,
- la dépression de l'espace-entre-enceintes par rapport à l'intérieur du bâtiment réacteur,
- le poids propre des structures et des équipements,
- la présence d'équipements de manutention,
- la présence de charges d'exploitation,
- la présence de charges induites par les déformations de l'enceinte interne (dues à la précontrainte, au retrait / fluage du béton),
- les déplacements différentiels entre enceintes,
- les conditions d'épreuve de l'enceinte (voir paragraphe 1.13),
- le séisme de dimensionnement,
- les conditions accidentelles de pression et de température à l'intérieur comme à l'extérieur de l'enceinte,

Les combinaisons des chargements sont définies dans la référence [1] chapitre 1.5.2.2.

De plus la conception et la construction du tampon matériel prennent en compte les caractéristiques suivantes :

- la tolérance de positionnement des viroles dans l'enceinte interne et l'enceinte externe,
- les déplacements différentiels entre les enceintes interne et externe induits par la précontrainte de l'enceinte interne et ceux induits par la pression lors de l'épreuve enceinte et le séisme,
- les effets thermiques,





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.2  
PAGE : 7/26  
STANDARD

- l'ovalisation prévisible des viroles,
- le voilement prévisible des brides de la virole et du tampon,
- les principes d'assemblage et les contraintes de fonctionnement de la centrale.

Les articles, les approvisionnements matières, les processus de fabrication des structures soudées constituant l'enveloppe sous pression de l'accès des matériels (tampon, viroles, brides) sont réalisés en conformité avec les exigences précisées dans [1].

Les petits accessoires n'entrant pas dans la résistance ou non critiques vis-à-vis du processus de fermeture du tampon ne sont pas soumis aux exigences de [1].

### **1.5. DESCRIPTION GÉNÉRALE DE L'ACCÈS DES MATÉRIELS**

L'accès des matériels est constitué des éléments principaux suivants (voir 3.5.2 FIG 8) :

- de deux viroles cylindriques ancrées au moyen de collerettes noyées dans le béton respectivement de l'enceinte interne et de l'enceinte externe. Les viroles sont reliées par un compensateur de déplacements différentiels (étanche dans tous les cas de fonctionnement y compris accidentels),
- d'un tampon accouplé à la virole interne par brides,
- d'un plancher lourd mobile assurant la continuité entre le bâtiment réacteur et le bâtiment combustible lorsque le tampon est en position de stockage,
- d'un système de double joint localisé entre la bride tampon et la bride virole qui garantit l'étanchéité de la jonction,
- d'un ensemble de tuyauteries, de vannes, de raccords permettant de :
  - contrôler l'étanchéité du tampon,
  - collecter dans l'espace inter-joints via le système EPP une éventuelle fuite due au joint intérieur du double joint du tampon.
- d'équipements de manutention :
  - dispositif d'accouplement des brides,
  - dispositif d'accostage des brides (translation horizontale du tampon),
  - dispositifs de guidage et de levage du tampon nécessaire à l'ouverture, au stockage en position haute et à la fermeture du tampon d'accès des matériels,
  - dispositif de verrouillage en position haute par crochets de maintien,
  - dispositifs particuliers pour désolidariser le tampon de ses rails après serrage des clames.

### **1.6. DISPOSITIF D'ACCOUPEMENT DES BRIDES**

Le dispositif d'accouplement consiste en 40 clames à vérins hydrauliques régulièrement réparties sur la périphérie des brides. Ces clames sont du type de celles utilisées sur les paliers P'4. Il s'agit de clames à fonctionnement semi-automatique du fait qu'une intervention manuelle est nécessaire pour positionner correctement les clames avant leur serrage.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.2  
PAGE : 8/26  
STANDARD

Les clames sont munies d'un dispositif intégré de mise en tension par vérin hydraulique connecté à une conduite annulaire alimentée par une centrale hydraulique mobile. Le serrage des clames est réalisé simultanément afin de garantir une tension homogène dans les clames, et une compression homogène de la bride tampon sur la bride virole.

L'effort de serrage est transmis mécaniquement par la mise en place par l'opérateur d'une butée mécanique permettant le maintien de l'effort de serrage après relâchement de la pression dans le vérin. Aucune pression résiduelle n'est présente dans le circuit hydraulique.

Le temps de serrage et de desserrage permet un temps d'ouverture et de fermeture du tampon inférieur à [ ] hors test d'étanchéité en mode automatique.

Le dimensionnement de ces clames est tel que :

- en situation perturbée, les efforts de compression transitant par le talon extérieur de la bride virole sont suffisants pour permettre la reprise du poids propre et des efforts sismiques transversaux par frottement,
- les clames remplissent leur fonction de serrage quelle que soit l'évolution de la géométrie des brides dans le temps (apparition de défauts d'ovalisation et de voilement dus au fluage du béton de l'enceinte interne) ; cette évolution est calculée lors du dimensionnement pour toutes les situations de fonctionnement en fin de vie de la tranche,
- le contact métal/métal et le serrage du double joint sont assurés en toutes situations normales et accidentelles sur toute la périphérie des brides.

### **1.7. DISPOSITIF D'ACCOSTAGE DES BRIDES**

Le dispositif d'accostage permet de réaliser une translation horizontale du tampon entre la position de contact sans effort du joint sur la bride du tampon en phase de fermeture (ou sur la bride virole si le joint est monté sur la bride tampon), et la position reculée en phase d'ouverture avant la levée du tampon.

La motorisation de la translation est réalisée par deux vérins électriques à vis à entraînement par moto-réducteurs fixés sur les coulisseaux de guidage du tampon.

Un dispositif de verrouillage mécanique par deux pions (un par coulisseau), mis en place à l'aide d'un vérin électrique à vis dans un orifice pratiqué dans la structure de guidage du tampon, assure le blocage de la translation du tampon lors des phases de levée et de descente.

### **1.8. DISPOSITIF DE GUIDAGE ET DE LEVAGE DU TAMPON**

Le dispositif de guidage en translation verticale du tampon est constitué de deux coulisseaux et de deux rails de guidage. Chaque rail de guidage est fixé en partie haute et en partie basse sur des structures mécano-soudées. Ces structures sont fixées sur des platines ancrées dans le béton de l'enceinte interne.

Le mouvement vertical du tampon est assuré par deux treuils. Les deux treuils sont synchronisés et chaque treuil reprend la moitié de la charge à lever. Chaque treuil comporte deux câbles dimensionnés sur la base de la moitié de la masse du tampon. Dans le cas d'une rupture de câble, il est toujours possible de lever ou de baisser le tampon matériel.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.2  
PAGE : 9/26  
STANDARD

Un contacteur n'autorise la levée du tampon que lorsque celui-ci est en fin de course de la translation horizontale et que les pions permettant de bloquer cette translation sont en place.

Deux crochets solidaires des rails de guidage du tampon permettent son maintien en position ouverte dite "de stockage" de façon sûre, y compris sous séisme.

Des capteurs de fin de course des coulisseaux permettent la surveillance des séquences de fonctionnement par le système de contrôle et de commande et le fonctionnement sûr du dispositif. Des butées mécaniques de sécurité limitent la course ascendante des coulisseaux.

### **1.9. PLANCHER LOURD MOBILE**

Le plancher lourd est utilisé pour le passage de composants de masse importante au travers de l'accès des matériels.

Il est constitué d'un plancher articulé et d'un plancher mobile :

- le plancher relevable est articulé sur le bord du plancher du bâtiment combustible, son mouvement de rotation est effectué par deux palans qui soulèvent cette partie articulée,
- le plancher mobile est guidé en translation horizontale sur une voie de roulement solidaire de la virole interne. Le mouvement de translation est assuré par un motoréducteur associé à un système de pignon - crémaillère.

Les mouvements des planchers articulé et mobile sont contrôlés par des capteurs fin de course.

### **1.10. DISPOSITIONS RELATIVES À L'ÉTANCHÉITÉ**

La virole est mise en place avant le bétonnage de l'enceinte interne. Ce fourreau est soudé au liner métallique (voir section 3.5.1 ENCEINTE INTERNE AVEC PEAU METALLIQUE) à l'aide d'une collerette assurant ainsi la continuité de l'étanchéité de l'enceinte interne.

Le dispositif d'étanchéité au niveau des brides est constitué d'un double joint fixé dans une gorge et donc solidaire de la bride virole, et ménageant un espace pressurisable permettant d'effectuer le test d'étanchéité.

Une fois le tampon fermé, le double joint est comprimé en appui sur la face plane de la bride tampon. Par conséquent le joint n'est pas en contact direct avec l'atmosphère du bâtiment réacteur. Un dispositif monté sur une des brides et recouvrant leur plan d'appui permet de protéger complètement le joint de tout dépôt de contamination en cas d'accident grave.

Le profil, la matière et la localisation des joints d'étanchéité leur permettent de résister à la pression, à la température et au rayonnement. Les joints sont qualifiés aux conditions d'environnement auxquelles ils peuvent être soumis, conformément aux exigences du sous-chapitre 3.7. Les joints ne sont pas gonflables.

L'espace contenu entre les deux joints du double joint est maintenu en dépression grâce au système de mise en dépression de l'espace-entre-enceintes (EDE) via un raccordement à une ligne du système d'extraction des fuites (EPP). Cette ligne est protégée contre les sollicitations mécaniques fortuites.

## 1.11. FERMETURE MANUELLE DU TAMPON

Les dispositifs de manutention et de bridage du tampon décrits ci-avant permettent sa fermeture [ ] environ en cas d'accident avec perte de l'alimentation électrique.

## 1.12. CONTRÔLE ET COMMANDE DU TAMPON

### Pupitre dans le bâtiment réacteur

Un pupitre de contrôle et de commande local est situé à l'intérieur du bâtiment réacteur à proximité du tampon.

Tous les boutons de commande de ce pupitre sont clairement disposés. Ils sont lisibles, compréhensibles et étiquetés de façon durable, et ils résistent aux conditions accidentelles de pression et de température. Ils sont facilement accessibles.

A tout bouton de commande correspond une signalisation visuelle identifiable sur le synoptique du pupitre.

Le pupitre de contrôle est positionné de manière à ce que l'opérateur ne soit pas mis en danger par les parties en mouvement du tampon ou du plancher lourd mobile.

Les boutons de commande dédiés au tampon et au plancher lourd mobile sont clairement dissociés sur le pupitre. Ils sont disposés d'une manière claire.

Les procédures d'ouverture et de fermeture du tampon ne peuvent être appliquées que lorsque l'autorisation est donnée par la salle de commande.

### Arrêt d'urgence

Le tampon est équipé d'un bouton d'arrêt d'urgence qui bloque immédiatement tout mouvement du tampon et du plancher lourd en cas de nécessité. Cet arrêt d'urgence coupe l'alimentation des dispositifs d'entraînement des treuils et du plancher lourd et active leurs freins.

### Liaison vers la salle de commande

Le pupitre de contrôle et de commande de la salle de commande a les caractéristiques suivantes :

- si le tampon ou le plancher mobile est en mouvement, un signal lumineux apparaît sur le pupitre et un signal sonore est émis,
- un bouton de commande sécurisé équipe le pupitre afin de pouvoir désactiver le pupitre de contrôle et de commande dans le bâtiment réacteur lorsque la tranche est en fonctionnement,
- un bouton de commande protégé équipe le pupitre afin de pouvoir ramener le tampon en position fermée,
- chaque position et mouvement du tampon et chaque position et mouvement du plancher lourd mobile sont identifiables sur le synoptique du pupitre,
- un bouton de commande sécurisé équipe le pupitre afin de pouvoir donner la main au pupitre de commande à l'intérieur du bâtiment réacteur.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.2  
PAGE : 11/26  
STANDARD

### **1.13. CONDITIONS DE DIMENSIONNEMENT ET DE VÉRIFICATION DE L'ÉTANCHÉITÉ**

Les conditions de pression, de température et d'irradiation sont définies au sous-chapitre 3.7.

La qualification des joints est assurée grâce à l'usage de maquettes représentatives. Les valeurs retenues pour les pressions et températures de dimensionnement en épreuve enceinte et pour la vérification de l'étanchéité sont rappelées ci-dessous.

Ainsi, les conditions d'environnement auxquelles les joints du tampon d'accès matériel sont qualifiés sont celles retenues pour les matériels participant à l'étanchéité du confinement.

## **2. SAS PERSONNEL**

### **2.1. POSITION, DIMENSIONS ET QUANTITÉ**

Le bâtiment réacteur dispose de deux sas pour l'accès du personnel.

Le premier sas permet l'accès [ ] à partir du bâtiment de sauvegarde. Ce sas, dont le diamètre extérieur de l'enveloppe métallique est de [ ], est solidaire d'une virole métallique de [ ] de diamètre ancrée dans l'enceinte interne du bâtiment réacteur au niveau d'une nervure par deux collerettes. Puis le sas traverse l'enceinte externe du bâtiment réacteur au niveau d'une pénétration de [ ] de diamètre munie d'une virole également ancrée dans le béton par des collerettes. Le sas et cette deuxième virole sont reliés par un compensateur de déplacements différentiels. L'axe de la traversée est situé au [ ]

Le second sas, de même diamètre, permet l'accès au plancher de service [ ] à partir du bâtiment combustible. L'axe de la traversée est situé à [ ]

Les deux sas personnel sont identiques et sont fixés de la même façon sur l'enceinte interne, à travers une nervure, et sur l'enceinte externe.

### **2.2. EXIGENCES GÉNÉRALES DE CONCEPTION**

Les sas, les parties soudées des éléments de ces sas et les composants soumis à la pression, sont conçus pour conserver leur intégrité mécanique et pour remplir leurs fonctions de base (notamment conservation de l'étanchéité de l'enceinte interne) dans toutes les situations, normales ou accidentelles, définies dans [1].

Les composants des sas sont conçus pour une durée de vie de 60 ans, excepté pour les pièces normales d'usure telles que :

- les joints en élastomère prévus pour une durée de vie minimale de 10 ans,
- les composants électriques (hors traversées électriques des sas).

Tous les câbles de contrôle et d'alimentation, ainsi que les tuyauteries des circuits hydrauliques et/ou pneumatiques sont protégés contre les dommages mécaniques.

Après un accident les sas doivent pouvoir être ouverts manuellement.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.2  
PAGE : 12/26  
STANDARD

### **2.3. CLASSEMENT DE SÛRETÉ**

Les sas sont classés de sûreté conformément au sous-chapitre 3.2 CLASSEMENT DES OUVRAGES, DES MATÉRIELS ET DES SYSTÈMES.

### **2.4. CRITÈRES DE CONCEPTION ET DE FABRICATION**

Pour la conception des sas les chargements élémentaires suivants sont pris en compte :

- les conditions normales de pression et de température à l'intérieur de l'enceinte,
- la dépression de l'espace-entre-enceintes par rapport à l'intérieur du bâtiment réacteur,
- le poids propre des structures et des équipements de manutention,
- la présence de charges d'exploitation,
- la présence de charges induites par les déformations de l'enceinte interne (dues à la précontrainte, au retrait / fluage du béton),
- les déplacements différentiels entre enceintes,
- les conditions d'épreuve de l'enceinte (voir paragraphe 1.13),
- le séisme de dimensionnement,
- les conditions accidentelles de pression et de température à l'intérieur comme à l'extérieur de l'enceinte,

Les combinaisons des chargements sont définies dans la référence [1].

De plus la conception et la construction des sas prennent en compte les caractéristiques suivantes :

- la tolérance de positionnement des viroles dans l'enceinte interne et l'enceinte externe,
- les déplacements différentiels entre les enceintes interne et externe induits par la précontrainte de l'enceinte interne, et ceux induits par la pression lors de l'épreuve enceinte et le séisme,
- les effets thermiques,
- les principes d'assemblage et les contraintes de fonctionnement de la centrale.

Les matériels d'étanchéité (enveloppe, portes, virole...) des sas sont conçus et fabriqués en conformité avec les exigences de [1].

Pour les éléments reliant les matériels d'étanchéité (charnières, poutre supportant la porte, verrou), les grandeurs et facteurs d'influence et les combinaisons à prendre en compte sont ceux concernant les matériels d'étanchéité lorsqu'ils sont applicables. Leur dimensionnement est également soumis au respect de [1].

Les accessoires n'entrant pas dans la résistance ou non critiques vis-à-vis du processus de fermeture des sas ne sont pas soumis aux exigences de [1] ou du RCC-M (cas du petit matériel).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.2  
PAGE : 13/26  
STANDARD

## 2.5. DESCRIPTION GÉNÉRALE DES SAS

Les sas sont destinés au passage du personnel et de petits matériels, sans affecter la fonction d'étanchéité de l'enceinte de confinement. Les sas sont de conception et de fonctionnement identiques et ils sont constitués (voir 3.5.2 FIG 9) :

[ ]

Des choix de conception et des mesures administratives interdisent l'accès non autorisé dans l'enceinte du bâtiment réacteur.

La capacité de chacun des sas personnel est de [ ] personnes.

## 2.6. PRINCIPES GÉNÉRAUX DE FONCTIONNEMENT

L'installation est conçue pour une manœuvre en automatique et en manuel des portes du sas par des commandes locales situées à proximité de chacune des portes à manœuvrer.

La mise en service du sas est effectuée depuis la salle de commande sur demande de l'utilisateur. La mise hors service interdit son utilisation dans le sens de l'entrée dans le bâtiment réacteur.

L'autorisation d'entrée est donnée par la salle de commande sur les deux portes ; aucune autorisation n'est nécessaire pour la sortie. L'ordre d'autorisation est d'une durée suffisante pour exécuter un transfert.

Un système de signalisation sur les différents pupitres et en salle de commande renseigne l'utilisateur sur l'état des portes du sas, le mode de fonctionnement, les différents incidents, défauts ou fausses manœuvres survenant au cours du déroulement de l'opération. En commande manuelle, les signalisations restent en service.

L'installation permet également :

- lorsque le sas est hors service, l'entrée dans le bâtiment réacteur peut se faire sans intervention de la salle de commande par l'utilisation d'un bouton poussoir « entrée d'urgence » situé sur le pupitre extérieur enceinte ; ce bouton poussoir fonctionne en parallèle avec l'autorisation de la salle de commande,
- le déséclusage dans certaines conditions (voir ci-après l'alinéa sur le déséclusage) ; quand ces conditions ne sont pas remplies, un dispositif d'interverrouillage interdit l'ouverture simultanée des deux portes du sas,
- l'utilisation du sas en caisson de compression - décompression ,
- la manœuvre, aussi bien en mode manuel qu'en mode automatique (sauf exception figurant à l'alinéa ci-après sur le pupitre) de l'une des portes du sas quel que soit le pupitre devant lequel est placé l'opérateur, ce qui suppose la présence de six volants de manœuvre,
- le passage du colis de référence en éclusé, la continuité du sol étant reconstituée automatiquement à l'ouverture des portes,
- le passage d'un brancard en éclusé.

Sur ordre d'isolement enceinte, l'alimentation principale du sas est interrompue : dans ce cas l'alimentation secourue interdit l'utilisation du sas en manuel et en automatique dans le sens de l'entrée dans l'enceinte. La sortie du bâtiment réacteur est toujours possible en manuel quelles que soient les circonstances.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.2  
PAGE : 14/26  
STANDARD

#### Interverrouillage des portes

Le mécanisme de commande des portes comporte un dispositif tel que chaque porte ne peut être ouverte que lorsque l'autre porte est fermée et que le dispositif d'égalisation des pressions de cette dernière l'est aussi, que le mode de fonctionnement soit manuel ou automatique.

La suppression de ce dispositif d'interverrouillage n'est effectuée que pour l'opération de déséclusage décrite ci-après.

#### Fonctionnement normal

Lorsque le sas est en service, le passage du personnel est prévu en mode automatique par action sur un nombre réduit de boutons poussoirs : les différentes séquences élémentaires d'ouverture ou de fermeture d'une porte s'enchaînent automatiquement.

En mode automatique il est possible à tout moment d'arrêter la manœuvre en cours en actionnant le bouton poussoir « arrêt séquence ».

Le passage du mode automatique au mode manuel est possible à tout moment.

Le passage du mode manuel au mode automatique n'est possible qu'en fin de chacune des séquences élémentaires.

Le passage du personnel est également possible en mode manuel dans les cas suivants :

[ ]

[ ] après la sélection du mode manuel, le sas se remet en mode automatique.

#### Equilibrage des pressions

Chaque porte est équipée d'une tuyauterie traversante et de deux vannes motorisées de part et d'autre de la porte pour l'équilibrage des pressions effectué par ouverture des vannes dès le début de la phase de déverrouillage.

Un système d'interverrouillage interdit, sauf dans le cas du déséclusage, l'ouverture simultanée des vannes d'équilibrage de chacune des portes d'un sas.

Les vannes motorisées d'équilibrage des pressions sont secourues électriquement par les diesels principaux. Elles sont équipées de capteurs de fin de course.

Le réglage de ces vannes prend en compte les contraintes physiologiques admissibles par le corps humain.

La manœuvre des portes des sas est asservie à un contrôle de la différence de pression afin de se prémunir de l'ouverture brutale des portes en cas de pression résiduelle importante. La valeur du seuil de  $\Delta p$  résiduelle est de [ ].

#### Déséclusage

Ce fonctionnement n'est autorisé que tranche à l'arrêt.

La suppression de l'interverrouillage mécanique et électrique des deux portes est effectuée [ ].





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.2  
PAGE : 15/26  
STANDARD

L'opération de déséclusage n'est possible que lorsque l'équilibre des pressions de part et d'autre du sas est réalisé.

Lorsque le sas est « en désécluse » :

[ ]

Utilisation en caisson de compression et décompression

Des piquages permettent la mise en place de dispositifs amovibles d'amenée d'air comprimé et d'évacuation de l'air du sas.

Les sas disposent également de dispositifs permettant d'enregistrer, depuis l'entrée côté bâtiments périphériques, la pression dans le bâtiment réacteur et dans le sas, ainsi que la nature des gaz respirés.

## **2.7. DISPOSITIONS RELATIVES À L'ÉTANCHÉITÉ**

Au niveau de l'enceinte interne, l'étanchéité de la traversée est assurée par soudage de la virole sur la peau métallique de l'enceinte. La liaison se fait par l'intermédiaire d'un gousset d'épaisseur variable soudé, d'une part en périphérie de la virole, et d'autre part sur la peau métallique.

Les portes interne et externe des sas personnel disposent d'un double joint muni d'un dispositif de test d'étanchéité.

L'espace contenu entre les deux joints du double joint de la porte externe de chacun des deux sas est maintenu en dépression grâce au système de mise en dépression de l'espace-entre-enceintes (EDE) via un raccordement de la ligne du système d'extraction des fuites (EPP). Le compensateur de déplacements différentiels assure l'étanchéité de l'espace-entre-enceintes vis-à-vis de l'extérieur du bâtiment réacteur.

Les systèmes d'égalisation des pressions, la barre d'inter-verrouillage, les volants de manœuvre et toute pénétration mécanique participant à l'étanchéité des sas sont rendus étanches par l'utilisation de joints concentriques, écrasables, séparés par un espace pressurisable permettant d'effectuer le test d'étanchéité. Une ligne permet d'effectuer ce test et de collecter les fuites éventuelles.

Le profil, la matière et la localisation des joints d'étanchéité leur permettent de résister à la pression, à la température et au rayonnement. Les joints dans leur environnement doivent être qualifiés conformément aux exigences du sous-chapitre 3.7. Ces joints ne sont pas gonflables.

## **2.8. CONTRÔLE ET COMMANDE DES SAS**

Pupitres de contrôle et de commande

Chaque sas dispose de trois pupitres de contrôle et de commande local : un à l'extérieur de l'enceinte côté bâtiment périphérique, un à l'intérieur du sas et un à l'intérieur du bâtiment réacteur.

Tous les boutons de commande de ces pupitres sont clairement disposés. Ils sont lisibles, compréhensibles et étiquetés de façon durable et résistante à ce qu'ils peuvent subir en APRP. Ils sont facilement accessibles.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.2  
PAGE : 16/26  
STANDARD

Les pupitres de contrôle sont positionnés de manière à ce que l'opérateur ne soit pas mis en danger par le mouvement des portes du sas ou des planchers escamotables.

A tout bouton de commande correspond une signalisation visuelle identifiable sur le synoptique du pupitre.

Liaison vers la salle de commande

Le pupitre de commande en salle de commande a les mêmes fonctions que chaque pupitre local décrit ci-dessus.

De plus chaque pupitre de contrôle et de commande de la salle de commande a les caractéristiques suivantes :

- si les deux portes d'un même sas sont ouvertes simultanément, un signal lumineux apparaît sur le pupitre correspondant et un signal sonore est émis (hors cas de fonctionnement "en déséclusé"),
- un bouton de commande sécurisé est installé sur chaque pupitre afin de pouvoir désactiver le pupitre de contrôle et de commande à l'extérieur de l'enceinte lorsque la tranche est en fonctionnement,
- un bouton de commande protégé est installé sur chaque pupitre afin de pouvoir ramener les deux portes d'un même sas en position portes fermées,
- la position de chacune des portes est identifiable sur le synoptique du pupitre correspondant,
- chaque pupitre est équipé d'un bouton de commande sécurisé avec lequel la main peut être donnée au pupitre de commande du sas correspondant.

## **2.9. CONDITIONS DE DIMENSIONNEMENT ET DE VÉRIFICATION DE L'ÉTANCHÉITÉ**

Le profil, la matière et la localisation des joints d'étanchéité leur permettent de résister à la pression, à la température et au rayonnement. Les joints sont qualifiés aux conditions d'environnement auxquelles ils peuvent être soumis, conformément aux exigences du sous-chapitre 3.7. Les joints ne sont pas gonflables.

Les valeurs retenues pour les pressions et températures de dimensionnement, d'épreuve enceinte et pour la justification de la conservation de l'étanchéité sont celles rappelées au paragraphe 1.13. Ainsi, les conditions d'environnement auxquelles les joints des sas sont qualifiés sont celles retenues pour les matériels participant à l'étanchéité du confinement.

## **3. ACCÈS DE CHANTIER**

### **3.1. DESCRIPTION**

Pendant la phase de construction, le bâtiment réacteur dispose d'un accès provisoire [ ] à partir du bâtiment combustible.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5

SECTION : 3.5.2

PAGE : 17/26

STANDARD

Cette traversée [ ] est constituée d'une ouverture d'un diamètre de [ ] dans l'enceinte interne équipée d'une virole métallique et fermée, une fois la phase de construction achevée, par un tampon métallique soudé sur la virole ; dans l'enceinte externe, une trémie provisoire est laissée dans la paroi en phase de construction pour être bétonnée en seconde phase avant la mise en service, reconstituant ainsi l'intégrité de la paroi.

### **3.2. DISPOSITIONS RELATIVES À L'ÉTANCHÉITÉ**

L'étanchéité de la traversée est assurée par soudage de la virole sur la peau métallique de l'enceinte. La liaison se fait par l'intermédiaire d'un gousset d'épaisseur variable soudé, d'une part en périphérie du fourreau et d'autre part sur la peau métallique.

Pour ancrer la traversée dans la paroi interne, la virole est équipée de deux collerettes soudées sur sa périphérie et noyées dans le béton.

Des dispositions sont prises pour pouvoir injecter la trémie provisoire dans la paroi externe de l'accès de chantier après son bétonnage.

### **3.3. BASES DE DIMENSIONNEMENT**

Le dimensionnement de l'accès de chantier répond aux mêmes exigences que celles du dimensionnement de l'enceinte interne (voir section 3.5.1 ENCEINTE INTERNE AVEC PEAU METALLIQUE et paragraphe 7 ci-après). Le dimensionnement du fourreau de l'accès de chantier fait l'objet d'une note de calcul spécifique.

## **4. TUBE DE TRANSFERT**

### **4.1. DESCRIPTION**

Le bâtiment réacteur et le bâtiment combustible sont reliés par un tube de transfert qui permet le passage des éléments combustibles de l'un à l'autre, en position horizontale, grâce au dispositif de transfert du combustible dont la description et la fonction sont précisées en 9.1.4 SYSTEME DE MANUTENTION DU COMBUSTIBLE (voir aussi figure 3.5.2 FIG 2).

Le tube de transfert traverse successivement :

- le voile de la piscine de transfert du bâtiment réacteur,
- l'enceinte interne (point fixe),
- l'enceinte externe,
- le voile de la piscine de transfert du bâtiment combustible.

La traversée du tube de transfert est située à la position [ ] dans le référentiel du bâtiment réacteur, avec son axe au niveau [ ]. La traversée n'a pas une direction radiale par rapport au centre du bâtiment réacteur, [ ] de la position de référence 0 – 180 degrés.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.2  
PAGE : 18/26  
STANDARD

#### **4.2. DISPOSITIONS RELATIVES À L'ÉTANCHÉITÉ**

Les parois interne et externe de l'enceinte ainsi que le voile de la piscine de transfert du bâtiment réacteur, traversés par le tube de transfert, sont équipés d'un fourreau.

Au niveau de l'enceinte interne, l'étanchéité de la traversée est assurée par soudage du fourreau sur la peau métallique de l'enceinte. La liaison se fait par l'intermédiaire d'un gousset d'épaisseur variable soudé, d'une part en périphérie du fourreau, et d'autre part sur la peau métallique.

Pour ancrer la traversée dans les voiles rencontrés, les fourreaux sont équipés de collerettes soudées sur leur périphérie et noyées dans le béton.

Le tube de transfert est fixé au fourreau de l'enceinte interne via un flasque soudé. De plus, un compensateur de déplacements différentiels métallique assure la liaison du tube avec le fourreau de l'enceinte externe.

Deux enveloppes extérieures concentriques avec le tube de transfert sont constituées à chaque extrémité du tube, une enveloppe étant connectée à la paroi de la piscine de transfert du bâtiment réacteur, la deuxième étant connectée à la paroi de la piscine de transfert du bâtiment combustible. Ces enveloppes consistent en des compensateurs de déplacements différentiels métalliques soudés, d'une part au tube et d'autre part à des cadres solidaires du génie civil. Chaque enveloppe est soudée au tube de transfert via un flasque de façon à assurer une double étanchéité.

Les compensateurs permettent de compenser les déplacements différentiels entre l'enceinte interne qui est liée rigidement au tube de transfert et, l'enceinte externe et les parois des piscines de transfert. Les tassements différentiels entre bâtiment réacteur et bâtiment combustible sont très faibles en raison du radier commun.

Pendant le fonctionnement du réacteur, le tube de transfert est isolé côté bâtiment combustible par une vanne manuelle actionnée depuis le plancher de service, et côté bâtiment réacteur par une tape boulonnée à ouverture et fermeture rapide afin d'assurer le confinement de l'enceinte (voir sous-chapitre 6.2 SYSTEMES DE CONFINEMENT). L'espace contenu entre les deux joints du double joint de la vanne côté bâtiment combustible est maintenu en dépression grâce au système de mise en dépression de l'espace entre enceintes (EDE) via un raccordement de la ligne du système d'extraction des fuites (EPP)

#### **4.3. BASES DE DIMENSIONNEMENT**

Le dimensionnement du tube de transfert répond aux mêmes exigences que celles du dimensionnement de l'enceinte, pour les parois interne et externe (voir sections 3.5.1 ENCEINTE INTERNE AVEC PEAU METALLIQUE et 3.5.4 AUTRES OUVRAGES CLASSES SISMIQUES CATEGORIE I et le paragraphe 7 ci-dessous). Le dimensionnement du fourreau du tube de transfert fait l'objet d'une note de calcul spécifique.

## 5. TRAVERSÉES FLUIDES

### 5.1. INTRODUCTION

Les traversées fluides sont de plusieurs types, différenciés essentiellement par la nature du fluide transporté :

- traversées de tuyauterie véhiculant du fluide à haute énergie (H.E. : pression de service du fluide > 20 bar ou température de service du fluide > 100°C),
- traversées de ligne vapeur ou d'eau alimentaire,
- traversées de tuyauterie fluide standard,
- traversées d'aspiration aux puisards RIS et EVU,
- traversées de réserve,
- traversées de ventilation.

La rupture de la traversée d'une tuyauterie fluide H.E. ou d'une ligne vapeur ou d'eau alimentaire pourrait entraîner la dégradation d'autres systèmes ou accroître la pression dans l'espace-entre-enceintes. La conception de ces traversées diffère donc de la conception d'une traversée fluide standard.

Les fourreaux des traversées fluides sont réalisées en acier [ ] pour l'enceinte interne. Les fourreaux de l'enceinte externe sont réalisés en acier [ ].

Des collerettes d'ancrage peuvent être ajoutées sur les fourreaux si nécessaire pour la bonne reprise des efforts. Si l'adhérence suffit à reprendre les efforts amenés par la tuyauterie, les fourreaux doivent être a minima équipé d'une collerette d'étanchéité conformément aux requis de [1].

### 5.2. DESCRIPTION ET DISPOSITIONS RELATIVES À L'ÉTANCHÉITÉ

#### 5.2.1. Traversée fluide standard

Une traversée fluide standard est composée des éléments suivants (voir 3.5.2 FIG 3 et nota<sup>1</sup>) :

- dans chacune des deux parois de l'enceinte du bâtiment réacteur, un fourreau cylindrique en acier noyé et ancré dans le béton,
- un flasque de raccordement soudé entre la ligne (ou les lignes) traversante(s) et le fourreau de l'enceinte interne (point fixe de la tuyauterie),
- un soufflet d'expansion métallique, soudé entre la ligne (ou les lignes) traversante(s) et le fourreau de l'enceinte externe (joint d'étanchéité), dont le rôle est de permettre les déplacements différentiels entre la traversée, solidaire de la paroi interne, et la paroi externe. A cet effet une engravure est pratiquée sur l'intrados de la paroi de l'enceinte externe afin de réaliser la soudure. Cette engravure est de forme tronconique et comporte des aciers

1. Nota : quelques traversées de type standard présentent la particularité de comporter deux lignes traversantes dans le même fourreau (leur diamètre est alors inférieur à 50 mm).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.2  
PAGE : 20/26  
STANDARD

dépliables pour assurer un bon rebouchage de la réservation, afin de reconstituer l'enrobage des aciers de l'enceinte externe. Le rebouchage n'est pas réalisé sur toute la profondeur de l'engravure afin de permettre le contrôle de la soudure durant toute la vie de la tranche.

Au niveau de l'enceinte interne, l'étanchéité de la traversée est assurée par soudage du fourreau sur la peau métallique de l'enceinte. La liaison se fait par l'intermédiaire d'un gousset d'épaisseur variable soudé, d'une part en périphérie du fourreau et d'autre part sur la peau métallique.

Pour ancrer la traversée dans les parois de l'enceinte, les fourreaux sont équipés de collerettes soudées sur leur périphérie et noyées dans le béton.

### **5.2.2. Traversée fluide haute énergie (H.E.)**

Une traversée de fluide à haute énergie est composée des éléments suivants (voir 3.5.2 FIG 4) :

- dans chacune des deux parois de l'enceinte du bâtiment réacteur, un fourreau cylindrique en acier noyé et ancré dans le béton ; le fourreau de l'enceinte interne est prolongé sur la largeur de l'espace-entre-enceintes, notamment par une manchette de raccordement soudée, et au-delà du parement extradados de l'enceinte externe, et porte le nom de tube de confinement. Son rôle est d'empêcher la pressurisation et/ou la montée en température de l'espace-entre-enceintes en cas de rupture de tuyauterie dans cette zone,
- un flasque de raccordement liant la tuyauterie au tube de confinement, déporté à l'intérieur de l'espace-entre-enceintes, de façon à se prémunir du risque de fuite directe vers l'extérieur en cas de défaillance de la soudure entre le flasque et la ligne traversante,
- un soufflet d'expansion, métallique, soudé entre le flasque ou la manchette de raccordement et le fourreau de l'enceinte externe (joint d'étanchéité), dont le rôle est de permettre les déplacements différentiels entre la traversée solidaire de la paroi interne, et la paroi externe. A cet effet une engravure est pratiquée sur l'intrados de la paroi de l'enceinte externe afin de réaliser la soudure. Cette engravure est de forme tronconique et comporte des aciers dépliables pour assurer un bon rebouchage de la réservation, afin de reconstituer l'enrobage des aciers de l'enceinte externe. Le rebouchage n'est pas réalisé sur toute la profondeur de l'engravure afin de permettre le contrôle de la soudure durant toute la vie de la tranche.

### **5.2.3. Traversées de ligne vapeur ou d'eau alimentaire**

Pour les lignes vapeur et d'eau alimentaire, en sus des dispositions prises pour les traversées de fluide H.E., un tube pare-jet est ajouté côté intérieur du bâtiment réacteur. Son rôle est de protéger le fourreau de l'enceinte interne et d'éviter tout effet néfaste sur le béton en cas de rupture de la soudure entre la ligne en amont de la traversée et le flasque de raccordement au fourreau (limitation de la température au contact du béton) (voir 3.5.2 FIG 5). En outre contrairement aux traversées HE définies dans le paragraphe précédent, les lignes vapeur et eau alimentaire sont équipées d'un calorifuge permettant de limiter les transferts thermiques vers le génie civil.

Les soudures entre le flasque et les deux parties du tube de confinement (dont la manchette de raccordement) doivent être suffisamment éloignées du corps du flasque pour permettre leur contrôle par radiographie ou ultrasons. La conception du tube pare-jet doit également permettre ce type de contrôle.



#### **5.2.4. Traversées d'aspiration aux puisards RIS et EVU**

Les traversées d'aspiration aux puisards RIS et EVU cheminent à travers le radier des structures internes du bâtiment réacteur et le gousset de l'enceinte. Elles se situent entre les altimétries [ ] avec une pente légèrement descendante. Elles sont au nombre de [ ] et sont dirigées vers les bâtiments de sauvegarde 1 à 4. Les lignes sont utilisées en cas d'APRP et en cas d'accident grave.

Le flasque liant la tuyauterie d'aspiration au fourreau traversant le radier est situé à l'extrémité du fourreau côté puisard. Un tube de confinement est soudé, d'une part au fourreau de traversée du radier du côté du bâtiment des auxiliaires de sauvegarde, et d'autre part à l'enveloppe externe de la vanne d'isolement de l'enceinte (voir 3.5.2 FIG 6). Contrairement aux traversées fluides classiques, le fourreau des traversées RIS et EVU est réalisé en acier [ ] défini selon la norme NF EN [ ]. La collerette de jonction avec le liner d'étanchéité de l'enceinte est quant à elle réalisée dans la même matière que le liner soit un acier [ ].

#### **5.2.5. Traversées de ventilation (EBA)**

Pour les gaines de ventilation traversant les deux parois de l'enceinte, le fourreau de la paroi interne est utilisé comme gaine. Les gaines sont soudées directement sur le fourreau de part et d'autre de la paroi interne (voir 3.5.2 FIG 7). Un soufflet d'expansion métallique, soudé entre la gaine et le fourreau de l'enceinte externe, dont le rôle est de permettre les déplacements différentiels entre la paroi interne et la paroi externe. A cet effet une engravure est pratiquée sur l'intrados de la paroi de l'enceinte externe afin de réaliser la soudure. Cette engravure est de forme tronconique et comporte des aciers dépliables pour assurer un bon rebouchage de la réservation, afin de reconstituer l'enrobage des aciers de l'enceinte externe. Le rebouchage n'est pas réalisé sur toute la profondeur de l'engravure afin de permettre le contrôle de la soudure durant toute la vie de la tranche.

#### **5.2.6. Traversées de réserve**

Les traversées de réserve sont constituées de la manière suivante :

- un fourreau cylindrique en acier ferritique traversant la paroi de l'enceinte interne, obstrué par un fond plein soudé ; une surlongueur de [ ] est prévue de part et d'autre de l'enceinte interne,
- une trémie dans l'enceinte externe, bouchée provisoirement par un matériau de type béton cellulaire.

En cas de traversée réservée à un usage périodique (décennal par exemple), le fond plein n'est pas soudé mais boulonné.

Au niveau de l'enceinte interne, l'étanchéité de la traversée est assurée par soudage du fourreau sur la peau métallique de l'enceinte. La liaison se fait par l'intermédiaire d'un gousset d'épaisseur variable soudé, d'une part en périphérie du fourreau, et d'autre part sur la peau métallique. Le gousset est en [ ] afin d'assurer l'homogénéité avec le matériau de la peau métallique.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.2  
PAGE : 22/26  
STANDARD

### **5.3. BASES DE DIMENSIONNEMENT**

Le dimensionnement des traversées fluide répond aux mêmes exigences que celles du dimensionnement de l'enceinte, pour les parois interne et externe (voir sections 3.5.1 ENCEINTE INTERNE AVEC PEAU METALLIQUE et 3.5.4 AUTRES OUVRAGES CLASSES SISMIQUES CATEGORIE I et le paragraphe 7 ci-dessous). Le dimensionnement des fourreaux des traversées fait l'objet de notes de calcul spécifiques.

## **6. TRAVERSÉES ÉLECTRIQUES**

Il convient de souligner qu'il n'y a pas de correspondance directe entre les traversées électriques des parois interne et externe de l'enceinte, car les câbles peuvent cheminer dans l'espace-entre-enceintes.

### **6.1. TRAVERSÉES ÉLECTRIQUES DE L'ENCEINTE INTERNE**

#### **6.1.1. DISPOSITION GÉNÉRALE**

Les traversées électriques de l'enceinte interne sont constituées par un caisson pressurisé fixé par soudage sur un fourreau métallique ancré dans le béton.

Des conducteurs électriques passent au travers du caisson au moyen de composants qui assurent l'étanchéité et/ou l'isolation électrique, et permettent la transmission de puissance ou de signaux électriques.

Les fourreaux des traversées électriques de l'enceinte interne sont de diamètre extérieur [ ].

#### **6.1.2. DISPOSITIONS RELATIVES À L'ÉTANCHÉITÉ**

Au niveau de l'enceinte interne, l'étanchéité de la traversée est assurée par soudage du fourreau sur la peau métallique de l'enceinte. La liaison se fait par l'intermédiaire d'un gousset d'épaisseur variable soudé d'une part en périphérie du fourreau, et d'autre part sur la peau métallique.

Pour ancrer la traversée dans la paroi, le fourreau est éventuellement équipé de collerettes soudées sur sa périphérie et noyées dans le béton. Si les collerettes ne s'avèrent pas nécessaire pour réaliser l'ancrage, le fourreau est tout de même équipé d'une collerette d'étanchéité conformément à [1]. Les caissons sont munis d'un dispositif permettant de disposer en continu d'une information sur l'état des fuites au travers des traversées électriques de l'enceinte interne.

Les composants assurant le passage des conducteurs électriques au travers des caissons sont conçus pour que le contrôle de l'état de leur fuite soit effectué avec le même dispositif que celui prévu pour les caissons.

### **6.2. TRAVERSÉES ÉLECTRIQUES DE L'ENCEINTE EXTERNE**

Les traversées électriques réalisées dans l'enceinte externe permettent de conserver la continuité électrique des câbles tout en assurant une étanchéité à l'air dans les conditions de dépression voire de surpression de l'espace-entre-enceintes.



En fonction de la solution technique retenue, un fourreau métallique sur lequel les éléments de la traversée sont fixés doit être installé (cas des systèmes presse-étoupes multi-câbles de type MCT par exemple).

## 7. RÈGLES DE CONCEPTION ET DE RÉALISATION

La conception des fourreaux est couverte par [1], dans les paragraphes 1.5 et 2.7. Les cas de charges retenus pour leur dimensionnement et les critères de conception associés sont définis dans les paragraphes 1.3 et 1.5 de [1].

Le périmètre d'application exact de [1] sur les fourreaux de l'enceinte est le suivant :

- le tampon matériel, dans son ensemble : viroles, brides et fond plein,
- l'accès de chantier,
- les fourreaux des traversées mécaniques et électriques (les traversées elles-mêmes et la soudure aux fourreaux sont couvertes par le RCC-M),
- les fourreaux des sas personnel (au-delà, application du RCC-M),
- les fourreaux du tube de transfert (au-delà, application du RCC-M).

La conception des fourreaux prend en compte l'ensemble des chargements et déformations imposés, dans toutes les situations de dimensionnement de l'enceinte et des circuits traversants, sans perte d'intégrité structurelle ou d'étanchéité.

Les tolérances de positionnement des fourreaux dans l'enceinte interne (RST 2.01) et dans l'enceinte externe (RST 9.02) sont également à considérer afin de définir les diamètres adéquats des fourreaux.

La conception et la réalisation des traversées est conforme au RCC-M. La figure 3.5.2 FIG 1 montre pour exemple les bases de dimensionnement d'un fourreau avec flasque intermédiaire concernant les traversées fluide haute énergie, de ligne vapeur ou d'eau alimentaire.

Selon la section 3.4.7 INCENDIE et l'ETC-F, l'enceinte interne et l'enceinte externe forment une limite de zones de feu : entre l'espace-entre-enceintes et l'espace annulaire pour l'enceinte interne, et entre l'espace-entre-enceintes et l'extérieur du bâtiment réacteur pour l'enceinte externe.

## 8. LISTE DES TRAVERSÉES

Les traversées de l'enceinte du bâtiment réacteur sont listées avec leur type et leur système d'appartenance dans le tableau 3.5.2 TAB 1 (voir après la liste de références), à l'exception des traversées et des accès à l'espace-entre-enceintes traversant uniquement la paroi externe.

Les attributs indiqués pour chaque traversée sont les suivants :

Numéro de la traversée

Il s'agit d'une numérotation de la forme xxx constituée aux seules fins de cette liste.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5

SECTION : 3.5.2

PAGE : 24/26

STANDARD

Systeme :

nom du système (défini selon le double codage ECS) auquel la tuyauterie passant dans la traversée désignée appartient. En revanche toutes les traversées enceinte appartiennent au système EPP.

Fonction

courte description du rôle fonctionnel de la traversée.

Fluide

W (Water) : de l'eau circule dans la tuyauterie.

G (Gas) : un effluent gazeux autre que l'air circule dans la tuyauterie.

S (Steam) : de la vapeur d'eau circule dans la tuyauterie.

A (Air) : de l'air circule dans la tuyauterie.

Diamètre nominal de la tuyauterie passant dans la traversée désignée.

Genre :

C (Enceinte) : la traversée passe dans les deux parois de l'enceinte.

I (Intérieure) : la traversée passe uniquement dans la paroi interne de l'enceinte.

Vers bâtiment relié par la traversée au bâtiment réacteur :

HK : bâtiment combustible

HLF/G/H/I : bâtiment des Auxiliaires de Sauvegarde

EEE : espace-entre-enceintes

Type de traversée

Traversée mécanique :

- accès des matériels Symbole = TAM
- sas personnel de secours et de chantier Symbole = ACCES
- tube de transfert Symbole = TUBE
- traversée de tuyauterie fluide à haute énergie (pression de service fluide  $\geq 20$  bar ou température de service fluide  $\geq 100$  °C) Symbole = H.E.
- traversée de ligne vapeur ou d'eau alimentaire Symbole = V&EA
- traversée de tuyauterie fluide standard (pression  $< 20$  bar et température  $< 100$  °C) Symbole = S
- traversée de ventilation Symbole = HVAC



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.2  
PAGE : 25/26  
STANDARD

- traversée de réserve  
Symbole = R

Traversée électrique : symbole ELEC

Le type d'alimentation (moyenne tension (medium voltage), basse tension (low voltage) ou contrôle commande (I&C)) est précisé dans le descriptif de la fonction de la traversée.

Position de la traversée

Ext.diam. : diamètre extérieur du fourreau de la traversée (en mm)

Altit. : altimétrie sur l'enceinte où se situe la traversée (en m)

Angle : position angulaire de la traversée sur l'enceinte (en degré)

## **9. ANALYSE DE SÛRETÉ**

### **9.1. TEL QUE DIMENSIONNÉ**

Les études réalisées montrent que le comportement des traversées de l'enceinte du bâtiment réacteur est satisfaisant pour toutes les charges élémentaires et combinaisons de charges mentionnées dans [1]. La conception des fourreaux métalliques à l'interface entre les traversées, le béton de l'enceinte et la peau métallique de l'enceinte interne, est conforme à la réglementation en vigueur.

### **9.2. TEL QUE RÉALISÉ**

Les fourreaux et les traversées montés sur le site de Flamanville 3 ont été réalisés conformément à leur conception. Les non-conformités constatées sur le chantier et les adaptations ont été soit justifiées, soit corrigées.

A ce stade de la réalisation, aucun écart n'impacte les requis de sûreté spécifiés dans le Rapport de Sûreté.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.2  
PAGE : 26/26  
STANDARD

**LISTE DE REFERENCES**

- [1] ENSGGC050076 B — ETC-C (complété par [2])
- [2] ENSGGC100349 D — Prescriptions complémentaires à l'ETC-C
- [3] ECEIG021405 J — Note d'hypothèses générales de dimensionnement du génie civil de l'îlot nucléaire
- [4] SFLEYRC0030018 E — Note d'hypothèses de l'enceinte interne munie d'une peau métallique du bâtiment réacteur
- [5] 1181528B03NT003 D — Bâtiment réacteur - Études détaillées - Note d'hypothèses de dimensionnement de l'enceinte interne
- [6] 1181528B03NT005 C — Bâtiment réacteur - Études détaillées - Note de modélisation de l'enceinte interne
- [7] 892CD01001 C — Projet EPR Flamanville - marché YR1223 - étude détaillée de la peau métallique d'étanchéité de l'enceinte interne - établissement et description des hypothèses de dimensionnement
- [8] 892CD01002 B — Projet EPR Flamanville - marché YR1223 - étude détaillée de la peau métallique d'étanchéité de l'enceinte interne - note générale de présentation des modélisations
- [9] 892CD01003 B — Projet EPR Flamanville - marché YR1223 - étude détaillée de la peau métallique d'étanchéité de l'enceinte interne - note de modélisation des cas de charge et des conditions aux limites
- [10] 892CD01012 B — Projet EPR Flamanville - marché YR1223 - Etude de la peau métallique (sans défaut) en situations de fonctionnement - Note de calcul d'une zone du liner autour de traversées de diamètres [ ] dans la partie cylindrique du fût
- [11] 892CD01026 C — Projet EPR Flamanville - marché YR1223 - Etude de la peau métallique - Note d'hypothèses de calcul des fourreaux des traversées de diamètre [ ]
- [12] SFLEYRC0030037 J — List of penetrations trough inner and outer containment walls
- [13] SFLEYRC2006FR0067 E — marché 1223 - Loads for penetrations through inner containment



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5

SECTION : 3.5.2

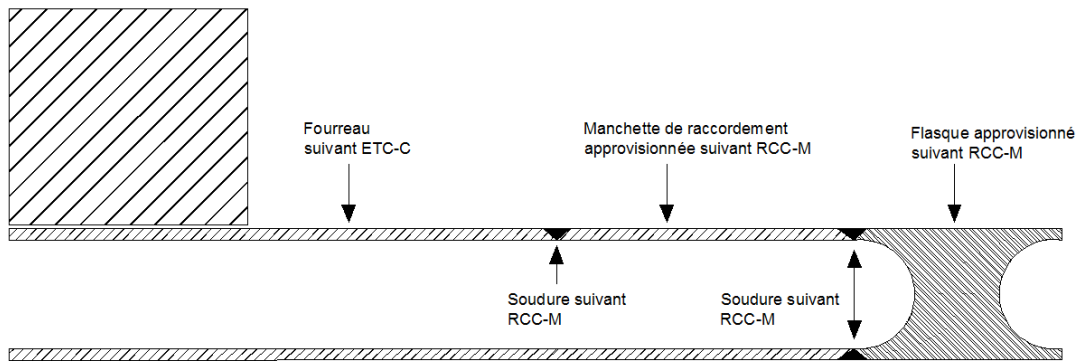
TABLEAU : 1

PAGE : 1/1

STANDARD

3.5.2 TAB 1 : []

**3.5.2 FIG 1 : REPRESENTATION D'UNE TRAVERSEE FLUIDE HAUTE ENERGIE, DE LIGNE VAPEUR OU D'EAU ALIMENTAIRE AVEC FLASQUE**



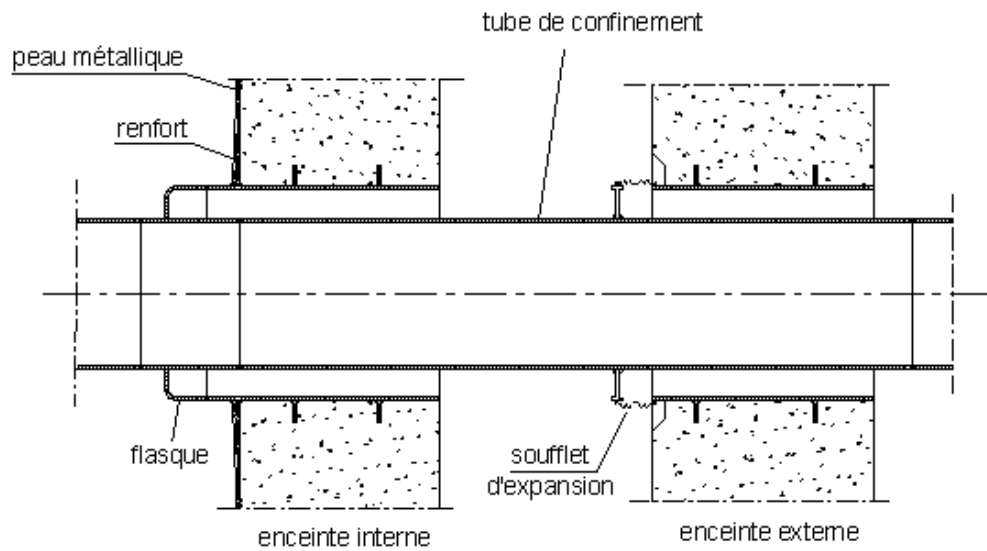


**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.2  
FIGURE : 2  
PAGE : 1/1  
STANDARD

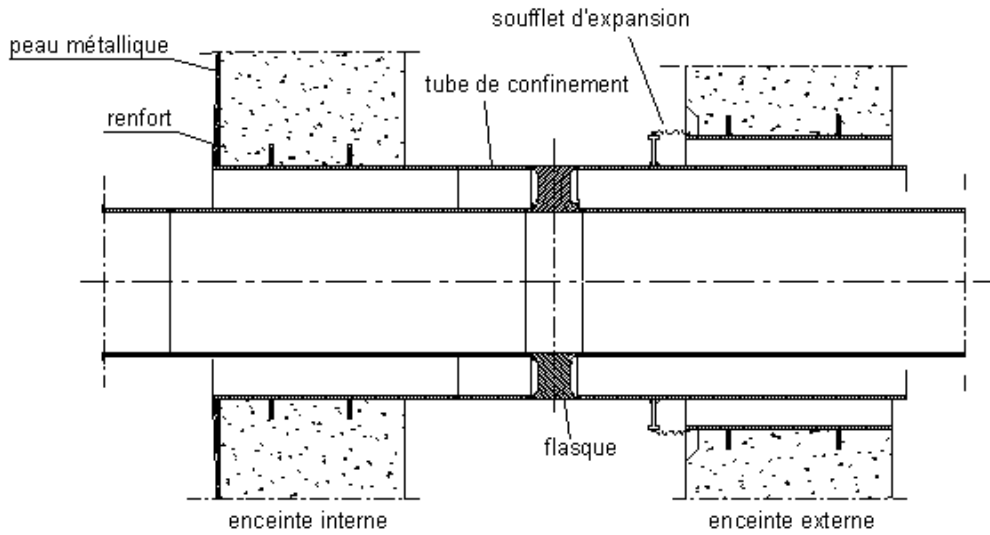
3.5.2 FIG 2 : [ ]

**3.5.2 FIG 3 : TRAVERSÉE FLUIDE STANDARD**



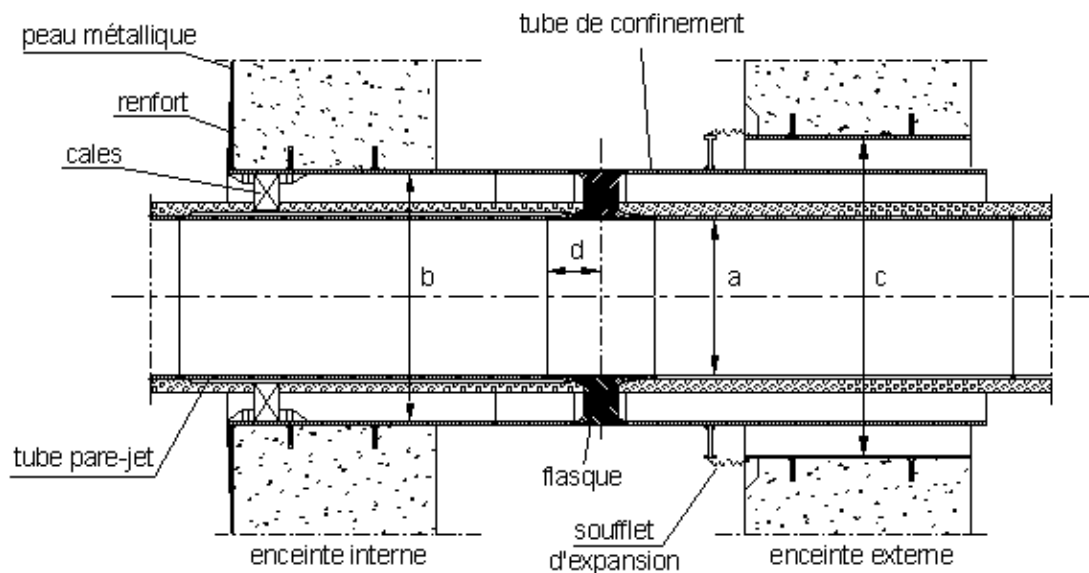


**3.5.2 FIG 4 : TRAVERSÉE FLUIDE HAUTE ÉNERGIE (H.E.)**



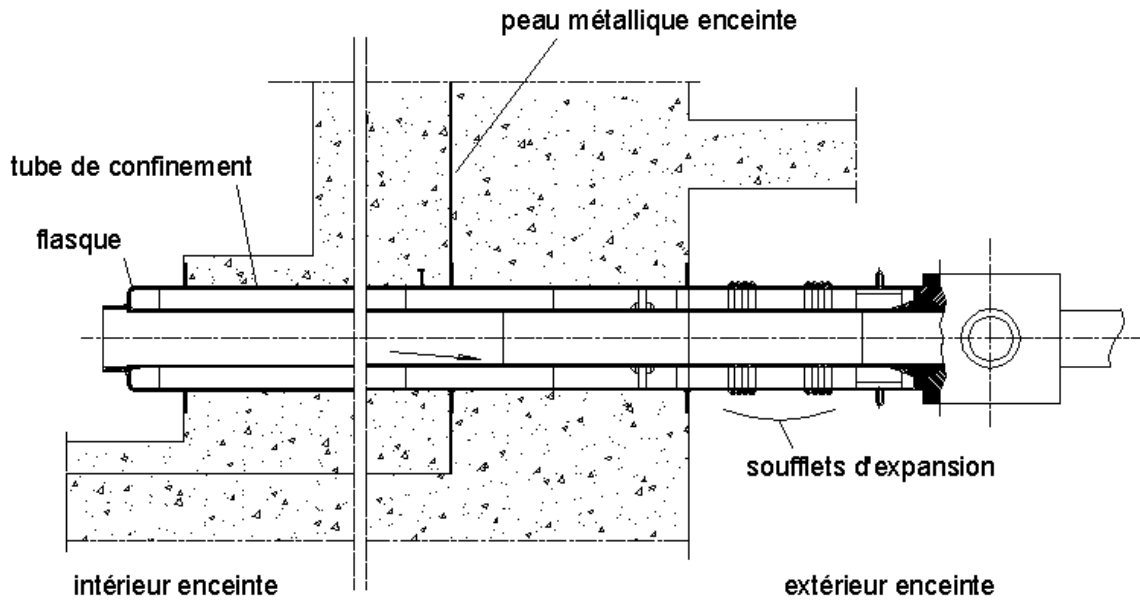
N.B. : les ondes de décompression des soufflets de dilatation sont soudées soit sur le flasque, soit sur la manchette de raccordement.

**3.5.2 FIG 5 : TRAVERSÉE DE LIGNE VAPEUR OU D'EAU ALIMENTAIRE**

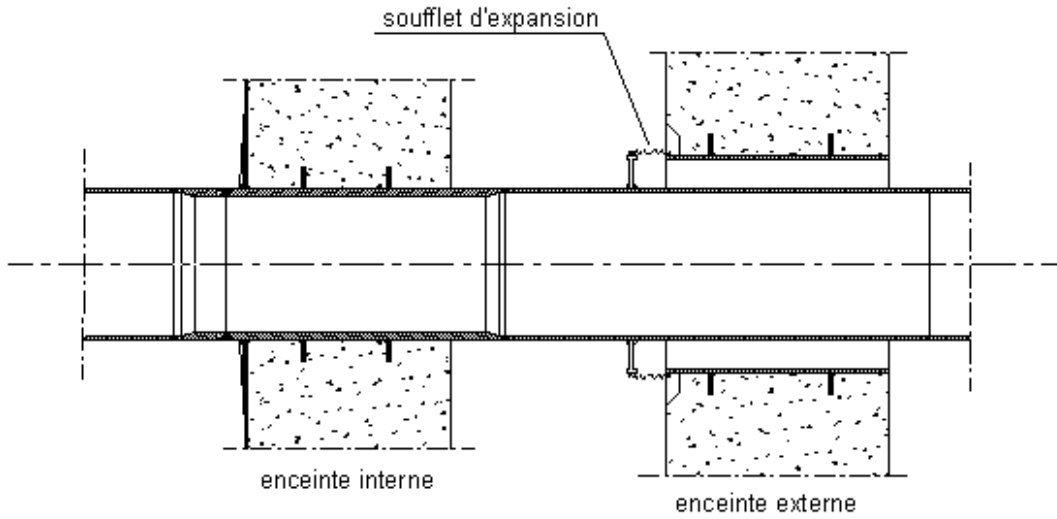


N.B. : les ondes de décompression des soufflets de dilatation sont soudées soit sur le flasque, soit sur la manchette de raccordement.

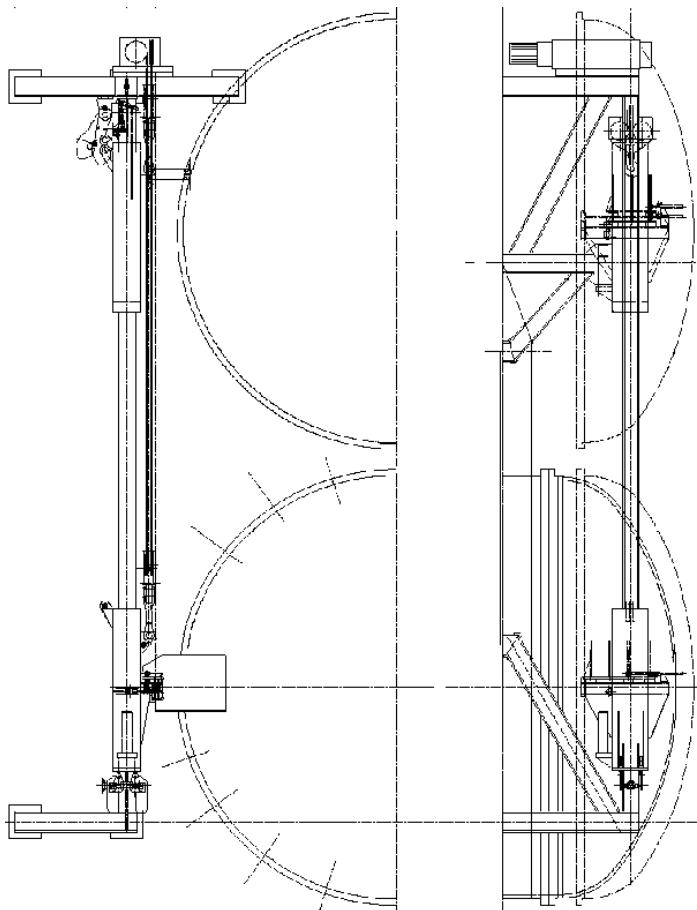
**3.5.2 FIG 6 : TRAVERSÉES D'ASPIRATION AUX PUISARDS RIS ET EVU**



**3.5.2 FIG 7 : TRAVERSÉE DE VENTILATION (EBA)**



**3.5.2 FIG 8 : ACCÈS DES MATÉRIELS (1/2 VUE DE FACE, 1/2 VUE DE CÔTÉ)**





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.2  
FIGURE : 9  
PAGE : 1/1  
STANDARD

3.5.2 FIG 9 : [ ]



## SOMMAIRE

<b>3.5.4.AUTRES OUVRAGES CLASSÉS SISMIQUES CATÉGORIE I .....</b>	<b>3</b>
<b>0. EXIGENCES DE SÛRETÉ.....</b>	<b>3</b>
<b>1. BASES DE CONCEPTION .....</b>	<b>3</b>
<b>2. DESCRIPTION DES OUVRAGES .....</b>	<b>3</b>
<b>2.1. GÉNÉRALITÉS .....</b>	<b>3</b>
<b>2.2. ENCEINTE EXTERNE ET COQUE DE PROTECTION CONTRE LA CHUTE</b>	
<b>D'AVION .....</b>	<b>4</b>
<b>2.2.1. ENCEINTE EXTERNE DU BÂTIMENT RÉACTEUR .....</b>	<b>4</b>
<b>2.2.2. [ ] .....</b>	<b>4</b>
<b>2.3. BÂTIMENTS DES AUXILIAIRES DE SAUVEGARDE .....</b>	<b>4</b>
<b>2.4. BÂTIMENT COMBUSTIBLE .....</b>	<b>5</b>
<b>2.5. BÂTIMENT DES AUXILIAIRES NUCLÉAIRES.....</b>	<b>6</b>
<b>2.6. BÂTIMENTS DIESELS .....</b>	<b>7</b>
<b>2.7. GALERIES.....</b>	<b>7</b>
<b>2.8. STATION DE POMPAGE.....</b>	<b>8</b>
<b>2.9. BÂTIMENT DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS.....</b>	<b>9</b>
<b>2.10. OUVRAGE DE REJET .....</b>	<b>10</b>
<b>3. DIMENSIONNEMENT ET ANALYSE DE SÛRETÉ.....</b>	<b>11</b>
<b>3.1. COQUE AVION (INCLUANT L'ENCEINTE EXTERNE).....</b>	<b>11</b>
<b>3.2. BÂTIMENTS DES AUXILIAIRES DE SAUVEGARDE .....</b>	<b>11</b>
<b>3.2.1. [ ] .....</b>	<b>11</b>
<b>3.2.2. [ ] .....</b>	<b>11</b>
<b>3.3. BÂTIMENT COMBUSTIBLE .....</b>	<b>11</b>
<b>3.3.1. [ ] .....</b>	<b>11</b>
<b>3.3.2. [ ] .....</b>	<b>11</b>
<b>3.4. BÂTIMENT DES AUXILIAIRES NUCLÉAIRES.....</b>	<b>11</b>
<b>3.4.1. [ ] .....</b>	<b>11</b>
<b>3.4.2. [ ] .....</b>	<b>11</b>
<b>3.5. BÂTIMENT DIESELS.....</b>	<b>12</b>
<b>3.5.1. [ ] .....</b>	<b>12</b>
<b>3.5.2. [ ] .....</b>	<b>12</b>
<b>3.6. GALERIES.....</b>	<b>12</b>
<b>3.6.1. [ ] .....</b>	<b>12</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.4  
PAGE : 2/18  
STANDARD

3.6.2. [ ] .....	12
3.7. STATION DE POMPAGE .....	12
3.7.1. [ ] .....	12
3.7.2. [ ] .....	12
3.8. BÂTIMENT DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS.....	12
3.8.1. [ ] .....	12
3.8.2. [ ] .....	12
3.9. OUVRAGE DE REJET .....	13
3.9.1. [ ] .....	13
3.9.2. [ ] .....	13
3.10. ANALYSE DE SÛRETÉ.....	13
3.10.1. TEL QUE DIMENSIONNÉ.....	13
3.10.2. TEL QUE RÉALISÉ .....	13
LISTE DES RÉFÉRENCES .....	14





## **3.5.4.AUTRES OUVRAGES CLASSÉS SISMIQUES CATÉGORIE I**

### **0. EXIGENCES DE SÛRETÉ**

Les exigences de sûreté applicables à l'ensemble des ouvrages classés C1 sont détaillées dans la section 3.5.0.

### **1. BASES DE CONCEPTION**

Les bases de conception des ouvrages classés C1 sont présentées dans la section 3.5.0.

Les charges et combinaisons de charges considérées sont conformes à l'ETC-C et sont mentionnées dans la section 3.5.0.

Les combinaisons de chargements prescrites par l'ETC-C sont réparties en trois catégories de situation définies pour le dimensionnement des ouvrages : situations normales, exceptionnelles et accidentelles.

Ces situations prennent en compte l'ensemble des événements considérés dans la démarche de sûreté EPR (conditions de fonctionnement de référence, conditions de fonctionnement avec défaillances multiples, accidents avec fusion du cœur à basse pression, agressions internes et externes).

Les propriétés des matériaux sont conformes à l'ETC-C.

### **2. DESCRIPTION DES OUVRAGES**

#### **2.1. GÉNÉRALITÉS**

Cette section s'intéresse à la conception des bâtiments classés C1 à l'exception de leurs fondations traitées dans la section 3.5.5, de l'enceinte interne et des structures internes du bâtiment réacteur qui font l'objet des sections 3.5.1 et 3.5.3 : enceinte externe, bâtiment combustible, bâtiments des auxiliaires de sauvegarde, bâtiment des auxiliaires nucléaires, bâtiments diesels, galeries, station de pompage, l'ouvrage de rejet et bâtiment de traitement des effluents.

Des joints séparent les bâtiments fondés sur le radier commun (bâtiment réacteur, bâtiment des auxiliaires de sauvegarde, bâtiment combustible) et les ouvrages indépendants directement adjacents (bâtiment des auxiliaires nucléaires et tour d'accès). Pareillement, un joint sépare le bâtiment de traitement des effluents du bâtiment des auxiliaires nucléaires et un joint sépare les deux parties du bâtiment de traitement des effluents (zone entreposage et zone traitement).

Les voiles en contact avec la nappe phréatique sont revêtus d'une protection ou d'une étanchéité additionnelle adaptée selon la fonction de l'ouvrage.

Le nombre d'ouvertures sur l'extérieur est limité pour les ouvrages de l'îlot nucléaire.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.4  
PAGE : 4/18  
STANDARD

Les toitures horizontales sont recouvertes d'un complexe d'étanchéité.

Les voiles et dalles des locaux des zones contrôlées sont recouverts d'un revêtement décontaminable selon les spécifications en vigueur.

Dans l'îlot nucléaire, seuls certains couloirs ont des formes de pente et des chapes rapportées, pour le reste des locaux il n'y a pas de forme de pente et les chapes sont incorporées.

Les portes et les structures en acier sont recouvertes d'une finition adaptée.

## **2.2. ENCEINTE EXTERNE ET COQUE DE PROTECTION CONTRE LA CHUTE D'AVION**

### **2.2.1. Enceinte externe du bâtiment réacteur**

L'enceinte externe a une forme géométrique globalement semblable à celle de l'enceinte interne (cf. section 3.5.1).

Elle est en béton armé et comprend de bas en haut :

- une partie cylindrique ou « jupe de l'enceinte externe », [ ]
  - diamètre intérieur : [ ],
  - épaisseur courante : [ ],
  - comportant des renforcements à différents niveaux, [ ],
- un dôme tori-sphérique.

L'enceinte externe comprend des traversées diverses : des trémies métalliques pour le passage des câbles électriques, des fourreaux métalliques pour les passages des tuyauteries et des accès (sas personnel, accès matériel).

### **2.2.2. [ ]**

[ ]

## **2.3. BÂTIMENTS DES AUXILIAIRES DE SAUVEGARDE**

### **Généralités**

Les bâtiments électriques et des auxiliaires de sauvegarde sont des structures en béton armé.

La structure comprend deux zones :

- bâtiment des auxiliaires de sauvegarde correspondant à la zone mécanique,
- bâtiment électrique correspondant à la zone électrique.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.4  
PAGE : 5/18  
STANDARD

Les quatre divisions des bâtiments électriques et des auxiliaires de sauvegarde sont contiguës au bâtiment réacteur ; elles sont situées respectivement :

[ ]

Elles comprennent [ ] (hors toiture). [ ] [ ]

[ ]

De plus, les bâtiments des auxiliaires de sauvegarde divisions 2 et 3 [ ].

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

### **Structures**

Les structures en béton armé sont composées des éléments suivants :

- des murs d'une épaisseur [ ],
- des dalles d'une épaisseur [ ].

Les structures des divisions 2 et 3 sont désolidarisées [ ] (et donc notamment de l'enceinte externe du bâtiment réacteur) au-dessus du niveau [ ]. Les structures des divisions 1 et 4 sont quant à elles solidaires de l'enceinte externe du bâtiment réacteur sur toute leur hauteur.

### **Compartiments des vannes vapeur principales et d'eau alimentaire**

Les compartiments des vannes vapeur principales et d'eau alimentaire [ ] divisions 1 et 4 des bâtiments des auxiliaires de sauvegarde [ ] [ ]. Ils sont contigus au bâtiment réacteur.

Les compartiments contiennent les organes d'isolement et soupapes de sécurité des conduits de vapeur et d'eau alimentaire.

## **2.4. BÂTIMENT COMBUSTIBLE**

### **Généralités**

Le bâtiment combustible est contigu au bâtiment réacteur ; il est situé [ ].

Le bâtiment est une structure en béton armé.

Il contient [ ] [ ].



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.4  
PAGE : 6/18  
STANDARD

Il est conçu pour les opérations de manutention et de stockage des éléments combustibles neufs ou irradiés en atmosphère confinée. Il a pour fonctions d'abriter les équipements nécessaires à ces opérations et d'en permettre l'exploitation (circulation, manutention, ventilation...).

Il comprend [ ]

[ ]

Il supporte de plus en toiture la cheminée d'évacuation des effluents gazeux en provenance du bâtiment des auxiliaires nucléaires.

[ ]

[ ]

[ ]

### **Structures**

La structure du bâtiment est composée des éléments suivants :

- des murs d'une épaisseur [ ]
- des dalles d'une épaisseur [ ]

Les structures du bâtiment [ ]. Elles sont désolidarisées de la [ ] (et donc notamment de l'enceinte externe du bâtiment réacteur) afin de garantir l'intégrité de la piscine de désactivation. La déconnexion est totale pour les voiles périphériques [ ] mais limitée à la partie au-dessus du niveau [ ] pour la liaison avec l'enceinte externe du bâtiment réacteur.

## **2.5. BÂTIMENT DES AUXILIAIRES NUCLÉAIRES**

### **Généralités**

Le bâtiment des auxiliaires nucléaires est contigu au bâtiment combustible et au bâtiment des auxiliaires de sauvegarde division 4.

Le bâtiment est une structure en béton armé.

Il a la forme d'un rectangle dont l'angle côté bâtiment réacteur est tronqué.

Le bâtiment des auxiliaires nucléaires abrite les systèmes auxiliaires au circuit primaire ainsi que des zones de maintenance.

Il abrite les principaux systèmes suivants :

- le circuit de Traitement des Effluents Primaires (TEP),
- une partie du système PTR (traitement et réfrigération de l'eau des piscines),
- le circuit de Traitement des Effluents Gazeux (TEG),
- une partie du système de purge des générateurs de vapeur (APG),
- les systèmes de production et distribution d'eau glacée (DER) et de ventilation du BAN (DWN).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.4  
PAGE : 7/18  
STANDARD

Le bâtiment des auxiliaires nucléaires [ ][ ].

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

### **Structures**

La structure en béton armé est composée des éléments suivants :

- des murs d'une épaisseur [ ][ ]
- des dalles d'une épaisseur [ ][ ].

## **2.6. BÂTIMENTS DIESELS**

### **Généralités**

L'installation et les structures des deux bâtiments sont quasiment identiques. Ils sont désignés respectivement bâtiments diesels divisions 1-2 et bâtiments diesels divisions 3-4.

Les deux bâtiments sont situés, l'un [ ] du bâtiment des auxiliaires de sauvegarde : bâtiment diesel divisions 1-2, l'autre [ ] du bâtiment des auxiliaires de sauvegarde : bâtiment diesel divisions 3-4.

Les deux bâtiments diesels contiennent chacun deux groupes électrogènes principaux redondants pour l'alimentation électrique d'urgence, un groupe électrogène de secours, les bâches à fuel des groupes électrogènes et divers équipements annexes.

L'installation principale est implantée de la manière suivante :

[ ]

### **Structures**

La structure en béton armé est composée des éléments suivants :

- des murs d'une épaisseur [ ],
- des dalles d'une épaisseur [ ].

## **2.7. GALERIES**

### **Généralités**

Les galeries classées C1 sont les suivantes :

[ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.4  
PAGE : 8/18  
STANDARD

Les galeries [ ] sont séparées par un voile béton mais sont incluses dans la même structure. Il n'y a pas de communication entre les deux galeries. Le principe est le même pour les galeries [ ].

La protection des matériels abrités par les galeries SEC est assurée par séparation géographique des galeries [ ].

Chaque galerie contient essentiellement les tuyauteries SEC d'amenée et de rejet. Les galeries [ ] contiennent aussi les tuyauteries SRU d'amenée et de rejet.

Les principales dimensions intérieures sont :

- largeur : [ ]
- hauteur : [ ]

Le niveau fini de la galerie comporte une forme de pente d'au moins [ ] vers les puisards, de façon à permettre l'écoulement et la récupération des eaux. Un puisard est prévu à chaque point bas de galerie. La pente transversale est d'environ [ ] vers le caniveau longitudinal de la galerie.

### **Structures**

Les galeries sont des structures béton armé.

La structure des galeries SEC est constituée :

- d'un radier d'épaisseur [ ][ ],
- des voiles d'épaisseur [ ][ ],
- un toit d'épaisseur [ ][ ].

## **2.8. STATION DE POMPAGE**

### **Généralités**

La station de pompage est une structure massive située en bordure du chenal d'alimentation.

Le bâtiment est enterré de [ ] du côté de la salle des machines et de [ ] du côté du chenal.

Le bâtiment contient quatre voies d'aspiration distinctes : deux voies centrales comportant chacune quatre pertuis (passages étroits) et deux voies latérales comportant chacune un seul pertuis. Les quatre trains SEC sont indépendants et séparés géographiquement.

### **Structures**

Le bâtiment est une structure béton armé qui comprend entre autres :

- des murs extérieurs [ ],
- une dalle principale [ ].

## 2.9. BÂTIMENT DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS

### Généralités

Le bâtiment de traitement des effluents est une structure en béton armé. Il est subdivisé en []:

- []
- []

La partie traitement des effluents (HQB) est accolée au BAN de la tranche 3. La partie entreposage des déchets (HQA) est accolée à l'Est de la partie traitement.

La partie entreposage sert au conditionnement des résines et des déchets faiblement actifs au stockage des fûts, coques béton et résines APG, ainsi qu'au contrôle avant évacuation des fûts et coques béton. Un stockage provisoire des coques béton bloquées est prévu juste après la cellule d'enfûtage dans l'attente de la réalisation du bouchon. Le stockage des coques béton ne côtoie pas de coques béton non conditionnées.

La partie de traitement des effluents sert au traitement et à l'enfûtage des déchets. Cette partie abrite les principaux systèmes suivants :

- Le circuit de traitement des effluents usés (TEU),
- Le circuit de traitement des déchets solides (TES).

[]

[]

[]

- []
- []

[]

- []
- []
- []
- []
- []

[]

- []
- []
- []

[]

### Structures

La structure en béton armé est composée des éléments suivants :

- des murs [ ],
- des dalles [ ].

## 2.10. OUVRAGE DE REJET

### Généralités

L'ouvrage de rejet est un ouvrage massif en béton armé de forme parallélépipédique, fortement contreventé. L'ouvrage est enterré d'environ [ ] en face arrière (côté salle des machines), d'environ [ ] en face avant (côté canal d'amenée). La face avant, alignée avec celle de la station de pompage, est en contact avec le canal d'amenée où le niveau d'eau varie en fonction des marées. Le voile latéral côté tranche 2 supporte les talus.

L'ouvrage de rejet peut être divisé en quatre zones principales :

- l'exutoire CRF/SEN,
- l'exutoire SEC/SRU,
- le bassin de rejet,
- la prise d'eau de la diversification.

[ ] l'exutoire SEC/SRU ainsi que les bâches incendie.

Les dimensions de l'ouvrage de rejet sont les suivantes :

- Longueur = [ ],
- Largeur = [ ],
- Hauteur hors sol = [ ],
- Radier du bâtiment = [ ].

L'ouvrage de rejet est fondé sur un radier général reposant sur le rocher à [ ].

### Structures

La structure en béton armé est composée des éléments suivants :

- des voiles [ ][ ],
- un radier [ ][ ].





### **3. DIMENSIONNEMENT ET ANALYSE DE SÛRETÉ**

#### **3.1. COQUE AVION (INCLUANT L'ENCEINTE EXTERNE)**

[ ]

#### **3.2. BÂTIMENTS DES AUXILIAIRES DE SAUVEGARDE**

##### **3.2.1. [ ]**

[ ]

##### **3.2.2. [ ]**

[ ]

#### **3.3. BÂTIMENT COMBUSTIBLE**

##### **3.3.1. [ ]**

[ ]

##### **3.3.2. [ ]**

[ ]

#### **3.4. BÂTIMENT DES AUXILIAIRES NUCLÉAIRES**

##### **3.4.1. [ ]**

[ ]

##### **3.4.2. [ ]**

[ ]



**3.5. BÂTIMENT DIESELS**

**3.5.1. []**

[]

**3.5.2. []**

[]

**3.6. GALERIES**

**3.6.1. []**

[]

**3.6.2. []**

[]

**3.7. STATION DE POMPAGE**

**3.7.1. []**

[]

**3.7.2. []**

[]

**3.8. BÂTIMENT DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS**

**3.8.1. []**

[]

**3.8.2. []**

[]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5

SECTION : 3.5.4

PAGE : 13/18

STANDARD

### **3.9. OUVRAGE DE REJET**

#### **3.9.1. []**

[]

#### **3.9.2. []**

[]

### **3.10. ANALYSE DE SÛRETÉ**

#### **3.10.1. Tel que dimensionné**

Les études réalisées montrent que, pour les différents bâtiments, le comportement des structures sont satisfaisants pour toutes les charges et combinaisons de charges prises en compte. La stabilité globale des bâtiments est démontrée, le seuil des contraintes est respecté dans toutes les situations envisagées et le ferrailage est déterminé en conséquence.

#### **3.10.2. Tel que réalisé**

Les structures construites sur le site de Flamanville 3 ont été réalisées conformément à leur conception.

A ce stade de la réalisation, aucun écart n'impacte les requis de sûreté spécifiés dans le Rapport de Sûreté.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5

SECTION : 3.5.4

PAGE : 14/18

STANDARD

**LISTE DES RÉFÉRENCES**

- [1] ECEIG021405 Ind J  
Note d'hypothèses générales de dimensionnement du génie civil de l'îlot nucléaire
- [2] 10439NT28B010101 Ind F  
Ilot nucléaire – Modèle d'ensemble 3D – Note d'hypothèses et de méthodologie
- [3] EPRFA3YR122128B010102 Ind C  
Ilot nucléaire – modèle d'ensemble 3D – Description générale – nœuds – éléments – épaisseurs
- [4] 10439NT28B010103 Ind B  
Ilot nucléaire – modèle d'ensemble 3D – Détermination et localisation des masses – matériels et des charges d'exploitation
- [5] 10439NT28B010104 Ind D  
Ilot nucléaire – modèle d'ensemble 3D – Détermination des paramètres d'interaction sol-structure
- [6] 10439NT28B010105 Ind D  
Ilot nucléaire – modèle d'ensemble 3D – Analyse modale – Calcul des réponses spectrales
- [7] 10439NT28B010106 Ind C  
Ilot nucléaire – Modèle d'ensemble 3D – Édition des résultats des cas sismiques élémentaires – Déplacements – Accélérations – Réactions
- [8] 10439NT28B010107 Ind C  
Ilot nucléaire – Modèle d'ensemble 3D – Présentation des cas de charges statiques élémentaires – Réactions, efforts, déplacements
- [9] 11787YR1221NT28B010212 Ind C  
Bâtiment réacteur – Enceinte externe – Note de détails – Calcul de ferrailage de la partie d'épaisseur [ ] et dôme
- [10] 10439NT28B010200 Ind D  
Ilot nucléaire – Modèle d'ensemble 3D – Ferrailage [ ] des voiles au-dessus du radier commun sous le niveau de la plate-forme sous combinaisons de chargements statiques et dynamiques
- [11] ENGSGC070079 EPR ferrailage lots 1a et 1b  
ENGSGC070140 EPR ferrailage lot 2  
ENGSGC070204 Prescriptions zones singulières et caissons  
ENGSGC070286 Ferrailage toitures et partie supérieure de l'enceinte
- [12] SFLEZC008002 Ind C  
Hypothesis note for the Safeguard Auxiliary Building divisions 2&3
- [13] SFLEZC008001 Ind C  
Hypothesis note for the Safeguard Auxiliary Building divisions 1&4
- [14] 10439NT28B010401 Ind D  
SAB Div 2 & 3 – Hypotheses note
- [15] 11787YR1221NT28B010501 Ind D



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.4  
PAGE : 15/18  
STANDARD

- [16] Safeguard Auxiliary Building Divisions 1 and 4 – Note of Hypotheses and methodology  
10439NT28B010402 Ind C  
SAB Div 2 & 3 – 3D FE model
- [17] 11787YR1221NT28B010502 Ind B  
Safeguard Auxiliary Building Divisions 1 and 4 – Finite elements model note
- [18] 10439NT28B010403 Ind B  
SAB Div 2 & 3 – Mass description
- [19] 11787YR1221NT28B010503 Ind C  
Safeguard Auxiliary Building – Divisions 1 and 4 – Load cases : description and results
- [20] 10439NT28B010404 Ind C  
SAB Div 2 & 3 – Description of static load cases and combinations
- [21] 10439NT28B010405 Ind B  
SAB Div 2 & 3 – Description of dynamic load cases from seism and combinations
- [22] 10439NT28B010406 Ind C  
SAB Div 2 & 3 – Local FE model envelop reinforcement plots of fundamental and accidental situations]]
- [23] ENGSDS060114 Ind A  
Recueil de spectres de plancher de dimensionnement : BAN du palier EPR
- [24] 11788YR1222NT28B010001 Ind D  
Nuclear Auxiliary Building – Note of hypotheses and methodology
- [25] 11788YR1222NT28B010002 Ind C  
Nuclear Auxiliary Building – Note of presentation of 3D model
- [26] 11788YR1222NT28B010003 Ind B  
Nuclear Auxiliary Building – Note of presentation of 3D model load cases
- [27] 11788YR1222NT28B010004 Ind B  
Nuclear Auxiliary Building – Note of presentation of 3D model load cases results
- [28] 11788YR1222NT28B010005 Ind B  
Nuclear Auxiliary Building – Global steel reinforcement
- [29] 11788YR1222NT28B010007 Ind B  
Nuclear Auxiliary Building – Global steel reinforcement changes taking account new assumptions issued from task force conclusions
- [30] ENGSDS070037 Ind A  
Recueil de spectres de plancher de dimensionnement : Bâtiment diesel HD (HDA et HDB) du palier EPR
- [31] SFLEYRC0030020 Ind G  
Note d'hypothèses de dimensionnement du génie civil des bâtiments diesels EPR FA3
- [32] 10439NT28B01501 Ind F  
Bâtiment diesel – Note d'hypothèse et de méthodologie



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.4  
PAGE : 16/18  
STANDARD

- [33] 10439NT28B01502 Ind C  
Bâtiment diesel – Modèle 3D détaillé – Description générale – Nœuds – Éléments
- [34] 10439NT28B01503 Ind C  
Bâtiment diesel – Modèle 3D détaillé – Détermination et localisation des masses des matériels et des charges d'exploitation
- [35] 10439NT28B01504 Ind C  
Bâtiment diesel – Description des cas de chargements statiques et des combinaisons
- [36] 10439NT28B01505 Ind B  
Bâtiment diesel – Description des cas de chargements sismiques et des combinaisons
- [37] 10439NT28B01506 Ind C  
Bâtiment diesel – Cartes de ferrailage – Enveloppe des situations fondamentales et accidentelles
- [38] 10439NT28B010510 Ind B  
Bâtiment diesel – Calcul transitoire non linéaire – Présentation du calcul
- [39] 10439NT28B010511 Ind C  
Bâtiment diesel – Calcul transitoire non linéaire – Exploitation des résultats
- [40] ETDOIG 04 0015 Ind C  
Hypothèses et méthodes de calcul applicables au génie civil des ouvrages enterrés
- [41] PFV03N000101 1150 TIGB Ind G  
Note d'hypothèses générales
- [42] PFV03N000103 1150 TIGB Ind F  
Note d'hypothèses particulières – Galeries et ouvrages de raccordement
- [43] PFV03N000107 1150 TIGC Ind B  
Inondation interne
- [44] PFV03N000105 1150 TIGB Ind J  
Synthèse des charges d'exploitation sur remblais - Galeries et ouvrage de raccordement
- [45] ETDOIG 05 0003 Ind C  
Hypothèses et méthodes de calcul applicables au génie civil de la station de pompage et de l'ouvrage de rejet de la centrale nucléaire de type EPR, FLAMANVILLE 3
- [46] PFV 11H00 1401 1261 TIGB Ind C  
Station de pompage FLAMANVILLE 3 – Note d'hypothèses et méthodologie
- [47] PFV11H00 1402 1261 TIGC Ind B  
Station de pompage FLAMANVILLE 3 - Note de détermination des poussées sur les voiles et des modules de réaction
- [48] PFV 11H00 1410 1261 TIGC Ind D  
Station de pompage FLAMANVILLE 3 – Note de stabilité générale
- [49] PFV 11H00 1411 1261 TIGC Ind A  
Station de pompage FLAMANVILLE 3 – Note de modélisation



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.4  
PAGE : 17/18  
STANDARD

- [50] SFLEYRC00030017 Ind F  
Note d'hypothèses de dimensionnement du génie-civil du bâtiment combustible de FA3
- [51] 10439NT28B01301 Ind E  
Bâtiment combustible – Note d'hypothèse et de méthodologie
- [52] 10439NT28B010302 Ind C  
Bâtiment combustible – Modèle 3D détaillé – Description générale – Nœuds – Éléments
- [53] 10439NT28B010303 Ind B  
Bâtiment combustible - Modèle 3D détaillé – Description des masses sismiques
- [54] 10439NT28B01304 Ind B  
Bâtiment combustible – Description des cas de chargements statiques et des combinaisons
- [55] 10439NT28B01305 Ind B  
Bâtiment combustible – Description des cas de chargements sismiques et des combinaisons
- [56] 10439NT28B01306 Ind C  
Bâtiment combustible – Modèle 3D détaillé – Cartes de ferrailage enveloppe des situations fondamentales et accidentelles
- [57] PFV 11H00 1451 1261 TIGB Ind D  
Note d'hypothèses de méthodologie
- [58] PFV 11H00 1452 1261 TIGC Ind B  
Note de modélisation EF – Modèle 1
- [59] PFV 11H00 1453 1261 TIGC Ind B  
Note de modélisation EF – Modèle 2
- [60] PFV 11H00 1454 1261 TIGC Ind B  
Réponse dynamique et spectres de plancher – Modèle 1
- [61] PFV 11H00 1455 1261 TIGC ind B  
Réponse dynamique et spectres de plancher – Modèle 2
- [62] PFV 11H00 1456 1261 TIGC Ind B  
Note de recueil des spectres de plancher
- [63] PFV 11H00 1457 1261 TIGC Ind A  
Note de recueil des cartes d'iso accélération
- [64] ECEIG050762 Ind E  
Note d'hypothèses de dimensionnement du génie civil du BTE de Flamanville 3
- [65] 00322626HQSTNDC001 Ind C  
Note d'hypothèses HQ
- [66] 00322626HQASTNDC0003 Ind A  
Note de modélisation HQA
- [67] 00322626HQBSTNDC0050 Ind C  
Note de modélisation HQB



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5

SECTION : 3.5.4

PAGE : 18/18

STANDARD

- [68] 00322626HQBSTNDC0048 Ind B  
Note de calcul HQB – Etude de l'interaction sol-structure
- [69] 00322626HQASTNDC0049 Ind B  
Note de calcul HQA – Etude de l'interaction sol-structure
- [70] 00322626HQBSTNDC0225 Ind F  
Note de calculs – Vérification des calculs de ferrailage en phase d'exploitation et de maintenance sur le bâtiment HQB
- [71] 00322626HQASTNDC0226 Ind C  
Note de calculs – Vérification des calculs de ferrailage en phase d'exploitation et de maintenance sur le bâtiment HQA
- [72] 00322626HQSTNDC0236 Ind C  
Vérification du voile [ ]
- [73] PFV11K00 2401 1261 TIGB Ind E  
Note d'hypothèses et méthodologie
- [74] PFV11K002410 1261 TIGC Ind C  
Note de stabilité générale
- [75] PFV11K002411 1261 TIGC Ind B  
Note de modélisation
- [76] 10439NT28B010118 Ind C  
Ilot nucléaire – Modèle d'ensemble 3D – Hypothèses de sol mou – Sol Flamanville – Calcul des déplacements entre ouvrages
- [77] 10439NT28B010204 Ind A  
Ilot nucléaire – Modèle d'ensemble 3D – Calculs d'ensemble de l'îlot nucléaire sous cas de chargement d'explosion externe





## SOMMAIRE

<b>3.5.5.FONDATIONS .....</b>	<b>3</b>
<b>0. EXIGENCES DE SÛRETÉ.....</b>	<b>3</b>
<b>1. BASES DE CONCEPTION .....</b>	<b>3</b>
<b>2. DESCRIPTION DES FONDATIONS .....</b>	<b>3</b>
<b>2.1. RADIER COMMUN.....</b>	<b>3</b>
<b>2.2. BÂTIMENT DES AUXILIAIRES NUCLÉAIRES.....</b>	<b>4</b>
<b>2.3. BÂTIMENTS DIESELS .....</b>	<b>4</b>
<b>2.4. BÂTIMENT DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS.....</b>	<b>4</b>
<b>2.5. STATION DE POMPAGE.....</b>	<b>4</b>
<b>2.6. OUVRAGE DE REJET .....</b>	<b>4</b>
<b>3. DIMENSIONNEMENT ET ANALYSE DE SÛRETÉ.....</b>	<b>5</b>
<b>3.1. RADIER COMMUN.....</b>	<b>5</b>
<b>3.1.1. SOLLICITATIONS .....</b>	<b>5</b>
<b>3.1.2. CARACTÉRISTIQUES DE MATÉRIAUX.....</b>	<b>6</b>
<b>3.1.3. MÉTHODOLOGIE DE CALCUL .....</b>	<b>7</b>
<b>3.2. BÂTIMENT DES AUXILIAIRES NUCLÉAIRES.....</b>	<b>8</b>
<b>3.2.1. SOLLICITATIONS .....</b>	<b>8</b>
<b>3.2.2. CARACTÉRISTIQUES DE MATÉRIAUX.....</b>	<b>9</b>
<b>3.2.3. MÉTHODOLOGIE DE CALCUL .....</b>	<b>9</b>
<b>3.3. BÂTIMENTS DIESELS .....</b>	<b>9</b>
<b>3.3.1. SOLLICITATIONS .....</b>	<b>9</b>
<b>3.3.2. CARACTÉRISTIQUES DE MATÉRIAUX.....</b>	<b>10</b>
<b>3.3.3. MÉTHODOLOGIE DE CALCUL .....</b>	<b>11</b>
<b>3.4. BÂTIMENT DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS.....</b>	<b>11</b>
<b>3.4.1. SOLLICITATIONS .....</b>	<b>11</b>
<b>3.4.2. CARACTÉRISTIQUES DE MATÉRIAUX.....</b>	<b>12</b>
<b>3.4.3. MÉTHODOLOGIE DE CALCUL .....</b>	<b>12</b>
<b>3.5. STATION DE POMPAGE.....</b>	<b>13</b>
<b>3.5.1. SOLLICITATIONS .....</b>	<b>13</b>
<b>3.5.2. CARACTÉRISTIQUES DES MATÉRIAUX .....</b>	<b>13</b>
<b>3.5.3. MÉTHODOLOGIE DE CALCUL .....</b>	<b>14</b>
<b>3.6. OUVRAGE DE REJET .....</b>	<b>14</b>
<b>3.6.1. SOLLICITATIONS .....</b>	<b>14</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.5  
PAGE : 2/18  
STANDARD

3.6.2. CARACTÉRISTIQUES DES MATÉRIAUX .....	15
3.6.3. MÉTHODOLOGIE DE CALCUL .....	15
3.7. ANALYSE DE SÛRETÉ .....	16
3.7.1. TEL QUE DIMENSIONNÉ.....	16
3.7.2. TEL QUE RÉALISÉ.....	16
LISTE DE RÉFÉRENCES .....	17



## 3.5.5.FONDATIONS

### 0. EXIGENCES DE SÛRETÉ

Les exigences de sûreté relatives aux fondations sont données dans la section 3.5.0.

### 1. BASES DE CONCEPTION

Les bases de conception des ouvrages classés C1 sont présentées dans la section 3.5.0.

Les charges et combinaisons de charges considérées, conformes à l'ETC-C sont mentionnées dans la section 3.5.0. Les combinaisons de charges sont réparties en trois catégories de situations définies pour le dimensionnement des ouvrages : situations normales, exceptionnelles et accidentelles.

Ces situations prennent en compte l'ensemble des évènements considérés dans la démarche de sûreté EPR (conditions de fonctionnement de référence PCC1 à PCC4, conditions de fonctionnement avec défaillances multiples RRC-A, accident grave avec fusion du cœur à basse pression (accident grave), agressions internes et externes).

Les propriétés des matériaux sont conformes à l'ETC-C.

### 2. DESCRIPTION DES FONDATIONS

#### 2.1. RADIER COMMUN

Le Bâtiment Réacteur (HR), le Bâtiment Combustible (HK) ainsi que les quatre divisions du Bâtiment des Auxiliaires de Sauvegarde et du Bâtiment Electrique (HL) de l'IN de l'EPR sont fondés sur un radier commun.

Ce radier a approximativement la forme d'une croix, d'une surface d'environ 6800 m<sup>2</sup>, inscrite dans un rectangle d'environ [ ]. Sous les bâtiments périphériques, ce radier commun a une épaisseur allant de [ ] avec des [ ]. Sous le Bâtiment Réacteur (HR), l'épaisseur du radier commun est de [ ].

La sous-face du radier, [ ], est donc située à :

- [ ]
- [ ]
- [ ]

[ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.5  
PAGE : 4/18  
STANDARD

## 2.2. BÂTIMENT DES AUXILIAIRES NUCLÉAIRES

Le bâtiment des auxiliaires nucléaires est fondé sur un radier en béton armé séparé du radier commun et qui a une [ ]. Le niveau inférieur du bâtiment est généralement situé [ ]; l'épaisseur du radier varie de [ ] ce qui donne un niveau de fondation entre [ ]. Dans certaines zones, le niveau du plancher peut être inférieur ou l'épaisseur du radier peut être inférieure ; cela se traduit par une épaisseur structurelle du radier variant entre [ ] dans ces zones.

## 2.3. BÂTIMENTS DIESELS

Les bâtiments diesels sont chacun fondés sur un radier en béton armé indépendant de forme rectangulaire, de dimension [ ].

L'épaisseur de ces radiers est de [ ] selon les zones. Le niveau inférieur est situé à [ ] et le niveau des fondations est à [ ].

## 2.4. BÂTIMENT DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS

La fondation du bâtiment de traitement des effluents est subdivisée en deux radiers indépendants en béton armé. Le niveau de sous-face de ces radiers, [ ], est le suivant :

- [ ] pour la partie HQA,
- [ ] pour la partie HQB.

## 2.5. STATION DE POMPAGE

Les fondations de la station de pompage sont constituées d'un radier général d'épaisseur variable [ ] reposant sur le rocher.

Le niveau de la face inférieure du radier est également variable.

Le niveau le plus bas de la face inférieure du radier est calé à [ ] par rapport au niveau de la plate-forme de FLAMANVILLE 3 soit [ ].

## 2.6. OUVRAGE DE REJET

L'ouvrage de rejet est fondé sur un radier général dont l'épaisseur varie [ ]

Le niveau de la face inférieure du radier est également variable.

Le niveau le plus bas de la face inférieure du radier est calé à [ ] par rapport au niveau de la plate-forme de FLAMANVILLE 3 soit [ ].



### **3. DIMENSIONNEMENT ET ANALYSE DE SÛRETÉ**

#### **3.1. RADIER COMMUN**

##### **3.1.1. Sollicitations**

###### **3.1.1.1. Actions élémentaires**

Les actions élémentaires prises en compte pour le dimensionnement du radier commun de l'îlot nucléaire sont listées dans cette section et détaillées dans la note d'hypothèses et de méthodologie [7].

Les cas de charges sont spécifiés dans les documents suivants :

- ETC-C et ses prescriptions complémentaires [40],
- Note d'hypothèses générales [1],
- Notes d'hypothèses spécifiques aux bâtiments (réf. [2] à [6]).

Les chargements élémentaires permanents pris en compte dans le dimensionnement du radier commun sont les suivants :

[ ]

Les actions variables prises en compte sont les suivantes :

[ ]

Les actions accidentelles prises en compte sont les suivantes :

[ ]

L'incendie n'a pas été introduit en tant que chargement dans les calculs, la justification de la stabilité au feu des structures porteuses se traduisant pas des exigences (issues de la partie 1.2 section 5 de l'Eurocode 2) portant sur des dispositions constructives.

###### **3.1.1.2. Combinaisons d'actions**

Les combinaisons d'actions considérées pour le dimensionnement du radier commun sont les suivantes :

[ ]

Ces combinaisons sont décrites précisément dans le tableau 1.3.5.1 de l'ETC-C « General load combination matrix », et les nombres entre parenthèses dans la liste précédente renvoient à ce tableau.

Les situations (6), (7), (8a), (8b) et (16) concernent uniquement la zone du radier située sous le BR.

Les situations (3) et (15) de l'ETC-C respectivement intitulées "service normal + conditions climatiques" et "conditions climatiques accidentelles" n'ont pas été étudiées pour le dimensionnement du radier.

### 3.1.2. Caractéristiques de matériaux

#### 3.1.2.1. Béton

Conformément aux prescriptions données dans le §4.1.1 de la note d'hypothèses générales [1] et le §1.4.3.1 de l'ETC-C, le béton utilisé pour la réalisation du radier commun a les caractéristiques suivantes :

- Classe de résistance : [ ]
- Classe d'environnement : [ ],
- $f_{cm} = [ ]$ ,
- Module dynamique  $E_{cm} = [ ]$ ,
- Module statique lent  $E_{cm,d} = [ ]$ ,
- Module thermique transitoire  $E_{cm,th} = [ ]$ .

Les autres caractéristiques du béton du radier commun considérées sont :

- Coefficient de Poisson statique : [ ] pour le béton non fissuré, ([ ] si le béton est fissuré, utilisé pour la vérification de la résistance d'éléments à l'ELU),
- Coefficient de dilatation thermique : [ ],
- Conductivité thermique : [ ],
- Chaleur spécifique = [ ],
- Coefficient d'échange des parois intérieures : [ ],
- Coefficient d'échange des parois extérieures : [ ],
- Masse volumique du béton armé et du béton précontraint = [ ].

#### 3.1.2.2. Armatures pour le béton armé

Les aciers à haute adhérence utilisés pour le béton armé sont des aciers [ ] de résistance caractéristique [ ] et qui ont les caractéristiques suivantes :

- Module d'Young = [ ],
- Coefficient de dilatation thermique de l'acier : [ ],
- Masse volumique : [ ].

L'enrobage minimal des aciers est calculé conformément au §1.4.3.4 de l'ETC-C et au §4.4.1 de l'EN 1992-1-1, la classe structurale est [ ] et la marge de sécurité [ ]. Sachant que la classe environnementale du béton du radier commun est [ ], et étant données les conditions d'exposition de l'ouvrage, l'enrobage minimal est de [ ].

Pour le calcul des sections de béton armé, une tolérance d'exécution de [ ] est prise en compte, l'enrobage indiqué sur les plans est l'enrobage nominal de [ ].



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.5  
PAGE : 7/18  
STANDARD

### 3.1.3. Méthodologie de calcul

#### 3.1.3.1. Modélisation

Les bâtiments de la croix de l'îlot nucléaire (enceintes interne, enceinte externe et structures internes du bâtiment réacteur, bâtiment combustible, bâtiments des auxiliaires de sauvegarde divisions 1 à 4, [ ] incluant les caissons d'escalier) et le radier commun sont représentés par un modèle aux éléments finis réalisé avec le logiciel [ ] et présenté dans la note en référence [8].

Les éléments finis utilisés sont de [ ].

Ce modèle dit [ ] sert notamment aux calculs détaillés du radier commun.

#### 3.1.3.2. Calculs d'ensemble

Les calculs menés sur le modèle [ ] ASTER sont des calculs élastiques linéaires.

L'analyse sismique est effectuée par analyse [ ] [10]. Les paramètres d'interaction sol-structure (courbes d'impédances de sol) sont déterminés avec le logiciel [ ] [9]. Cette analyse est détaillée dans la section 3.3.2 du RDS relative à la protection contre les séismes.

Les calculs sous [ ] permettent de déterminer les efforts dans les éléments de structure pour chacune des actions élémentaires prises en compte dans les calculs d'ensemble.

#### 3.1.3.3. Calcul du ferrailage

Le ferrailage est calculé directement à partir des sollicitations obtenues par combinaison des réponses aux différents cas de charges élémentaires [ ] issus des calculs globaux sismiques et statiques.

La méthode de calcul du ferrailage utilisée est la [ ] développée dans le logiciel [ ]. Cette méthode est conforme à l'EN 1992-1.

Les cartes de ferrailages sont dressées pour l'ensemble des actions et combinaisons d'actions prises en compte, conformément à l'ETC-C et listées dans le paragraphe 3.1.1.2, à partir des efforts et moments calculés sur le modèle. Le ferrailage enveloppe de l'ensemble de ces combinaisons est ensuite obtenu sur les différentes zones de l'ouvrage.

Ces cartes de ferrailages se trouvent en annexe de la note en référence [11].

Lors d'un impact avion, les sollicitations sont transmises au radier [ ] (moment, effort tranchant et effort de compression à l'interface). Les valeurs de ces sollicitations ont été étudiées puis traduites directement en des prescriptions de ferrailage requises [ ] [12].

Le principe de ferrailage retenu est le suivant :

[ ]

Les densités de ferrailage prévues pour chacune des zones du radier commun sont détaillées dans les notes en références [13] à [15].



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.5  
PAGE : 8/18  
STANDARD

## **3.2. BÂTIMENT DES AUXILIAIRES NUCLÉAIRES**

### **3.2.1. Sollicitations**

#### **3.2.1.1. Actions élémentaires**

Les actions élémentaires prises en compte pour le dimensionnement du radier du bâtiment des auxiliaires nucléaires sont listées dans cette section et détaillées dans la note d'hypothèses et de méthodologie [17].

Les cas de charges sont spécifiés dans les documents suivants :

- ETC-C et ses prescriptions complémentaires [40],
- Note d'hypothèses générales [1],
- Note d'hypothèses spécifique au bâtiment [16].

Les chargements élémentaires permanents pris en compte dans le dimensionnement du radier du bâtiment sont les suivants :

[ ]

Les actions variables prises en compte sont les suivantes :

[ ]

Les actions accidentelles prises en compte sont les suivantes :

[ ]

L'incendie n'a pas été introduit en tant que chargement dans les calculs, la justification de la stabilité au feu des structures porteuses se traduisant pas des exigences (issues de la partie 1.2 section 5 de l'Eurocode 2) portant sur des dispositions constructives.

#### **3.2.1.2. Combinaisons d'actions**

Les combinaisons d'actions considérées pour le dimensionnement du radier du bâtiment des auxiliaires nucléaires sont les suivantes :

[ ]

Ces combinaisons sont décrites précisément dans le tableau 1.3.5.1 de l'ETC-C « General load combination matrix », et les nombres entre parenthèses dans la liste précédente renvoient à ce tableau.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.5  
PAGE : 9/18  
STANDARD

### 3.2.2. Caractéristiques de matériaux

#### 3.2.2.1. Béton

Conformément aux prescriptions données dans le §4.1.1 de la note d'hypothèses générales [1] et le §1.4.3.1 de l'ETC-C, le béton utilisé pour la réalisation du radier du bâtiment des auxiliaires nucléaires a les caractéristiques suivantes :

[ ]

Les autres caractéristiques du béton considérées sont :

[ ]

#### 3.2.2.2. Armatures pour le béton armé

Les aciers à haute adhérence utilisés pour le béton armé sont des aciers [ ] de résistance caractéristique [ ] et qui ont les caractéristiques suivantes :

[ ]

L'enrobage minimal des aciers est calculé conformément au §1.4.3.4 de l'ETC-C et au §4.4.1 de l'EN 1992-1-1, la classe structurale est [ ] et la marge de sécurité [ ]. Sachant que la classe environnementale du béton du radier commun est [ ], et étant données les conditions d'exposition de l'ouvrage, l'enrobage minimal est de [ ].

Pour le calcul des sections de béton armé, une tolérance d'exécution de [ ] est prise en compte, l'enrobage indiqué sur les plans est l'enrobage nominal de [ ].

### 3.2.3. Méthodologie de calcul

Le bâtiment des auxiliaires nucléaires est représenté par un [ ] réalisé avec le logiciel [ ].

Le calcul se déroule en deux étapes :

- une analyse globale de la structure (sous cas de charges statiques et dynamiques),
- une analyse locale du radier.

## 3.3. BÂTIMENTS DIESELS

### 3.3.1. Sollicitations

#### 3.3.1.1. Actions élémentaires

Les actions élémentaires prises en compte pour le dimensionnement du radier des bâtiments des diesels sont listées dans cette section et détaillées dans la note d'hypothèses et de méthodologie [21].



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.5  
PAGE : 10/18  
STANDARD

Les cas de charges sont spécifiés dans les documents suivants :

- ETC-C et ses prescriptions complémentaires [40],
- Note d'hypothèses générales [1],
- Notes d'hypothèses spécifiques aux bâtiments [19] et [20].

Les chargements élémentaires permanents pris en compte dans le dimensionnement du radier du bâtiment sont les suivants :

[ ]

Les actions variables prises en compte sont les suivantes :

[ ]

Les actions accidentelles prises en compte sont les suivantes :

[ ]

L'incendie n'a pas été introduit en tant que chargement dans les calculs, la justification de la stabilité au feu des structures porteuses se traduisant pas des exigences (issues de la partie 1.2 section 5 de l'Eurocode 2) portant sur des dispositions constructives.

### **3.3.1.2. Combinaisons d'actions**

Les combinaisons d'actions considérées pour le dimensionnement du radier des bâtiments diesels sont les suivantes :

[ ]

Ces combinaisons sont décrites précisément dans le tableau 1.3.5.1 de l'ETC-C « General load combination matrix », et les nombres entre parenthèses dans la liste précédente renvoient à ce tableau.

### **3.3.2. Caractéristiques de matériaux**

#### **3.3.2.1. Béton**

Conformément aux prescriptions données dans le §4.1.1 de la note d'hypothèses générales [1] et le §1.4.3.1 de l'ETC-C, le béton utilisé pour la réalisation du radier des diesels a les caractéristiques suivantes :

[ ]

Les autres caractéristiques du béton du radier des bâtiments diesels considérées sont :

[ ]

### 3.3.2.2. Armatures pour le béton armé

Les aciers à haute adhérence utilisés pour le béton armé sont des aciers [ ] de résistance caractéristique [ ] et qui ont les caractéristiques suivantes :

[ ]

L'enrobage minimal des aciers est calculé conformément au §1.4.3.4 de l'ETC-C et au §4.4.1 de l'EN 1992-1-1, la classe structurale est [ ] et la marge de sécurité [ ]. Sachant que la classe environnementale du béton du radier des diesels est XS3 et, étant données les conditions d'exposition de l'ouvrage, l'enrobage minimal est de [ ].

Pour le calcul des sections de béton armé, une tolérance d'exécution de [ ] est prise en compte, l'enrobage indiqué sur les plans est l'enrobage nominal de [ ].

### 3.3.3. Méthodologie de calcul

Les bâtiments des diesels sont représentés par un modèle aux éléments finis réalisé avec le logiciel [ ].

Le calcul se déroule en deux étapes, décrites dans les notes [22] et [23] :

- une analyse globale de la structure (sous cas de charges statiques et dynamiques),
- une analyse locale du radier.

## 3.4. BÂTIMENT DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS

### 3.4.1. Sollicitations

Les cas de charge élémentaires ainsi que les combinaisons d'actions utilisés dans le dimensionnement des deux radiers du bâtiment HQ sont décrits dans cette section et dans les notes [24] à [27] .

#### 3.4.1.1. Actions élémentaires

Les actions permanentes prises en compte dans les calculs de dimensionnement sont les suivantes :

[ ]

Les actions variables considérées sont les suivantes :

[ ]

Les actions accidentelles retenues dans les calculs sont les suivantes :

[ ]

L'incendie n'a pas été introduit en tant que chargement dans les calculs, la justification de la stabilité au feu des structures porteuses se traduisant pas des exigences (issues de la partie 1.2 section 5 de l'Eurocode 2) portant sur des dispositions constructives.

#### **3.4.1.2. Combinaisons d'actions**

Les combinaisons d'actions considérées pour le dimensionnement des deux radiers du bâtiment de traitement des effluents sont les suivantes :

[ ]

#### **3.4.2. Caractéristiques de matériaux**

##### **3.4.2.1. Béton**

Conformément aux prescriptions données dans le §4.1.1 de la note d'hypothèses générales [24], [25] et le §1.4.3.1 de l'ETC-C, le béton utilisé pour la réalisation des deux radiers du bâtiment HQ a les caractéristiques suivantes :

[ ]

Les autres caractéristiques du béton de ces deux radiers sont :

[ ]

##### **3.4.2.2. Armatures pour le béton armé**

Les aciers à haute adhérence utilisés pour le béton sont des aciers FeE500-3 de résistance caractéristique [ ] et qui ont les caractéristiques suivantes :

[ ]

L'enrobage minimal des aciers est calculé conformément au §1.4.3.4 de l'ETC-C et au §4.4.1 de l'EN 1992-1-1. La classe structurale est [ ] et la marge de sécurité [ ]. La classe environnementale des deux radiers du HQ étant XS3, l'enrobage minimal est de [ ].

#### **3.4.3. Méthodologie de calcul**

Le bâtiment de traitement des effluents est représenté par deux modèles aux éléments finis (HQA et HQB) réalisés avec le logiciel [ ] (pour les analyses statiques et dynamiques).

[ ]

Pour chacune des deux parties (HQA et HQB), le sol est modélisé par des ressorts sous le radier déterminés de manière itérative afin de prendre en compte l'interaction sol-structure.

Les cas de charges élémentaires statiques et dynamiques ainsi que leurs combinaisons sont calculées sur le modèle réalisé avec [ ].

Les calculs détaillés propres aux radiers se trouvent dans les notes [28] et [29].



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.5  
PAGE : 13/18  
STANDARD

### **3.5. STATION DE POMPAGE**

#### **3.5.1. Sollicitations**

Les hypothèses retenues pour le dimensionnement figurent dans les notes [30] et [31].

Les actions permanentes prises en compte dans les calculs de dimensionnement sont les suivantes :

[ ]

Les actions variables prises en compte dans les calculs de dimensionnement sont les suivantes :

[ ]

Les actions accidentelles prises en compte dans les calculs de dimensionnement sont les suivantes :

[ ]

L'incendie n'a pas été introduit en tant que chargement dans les calculs, la justification de la stabilité au feu des structures porteuses se traduisant pas des exigences (issues de la partie 1.2 section 5 de l'Eurocode 2) portant sur des dispositions constructives.

#### **3.5.2. Caractéristiques des matériaux**

##### **3.5.2.1. Béton**

Le béton utilisé pour le radier de la Station de Pompage a les caractéristiques suivantes :

[ ]

Les autres caractéristiques du béton sont précisées dans l'ETC-C.

##### **3.5.2.2. Armatures pour le béton armé**

Les aciers à haute adhérence utilisés pour le béton sont des aciers FeE500-3 de résistance caractéristique [ ] et qui ont les caractéristiques suivantes :

[ ]

L'enrobage minimal des aciers est calculé conformément au §1.4.3.4 de l'ETC-C et au §4.4.1 de l'EN 1992-1-1. La classe structurale est [ ] et la marge de sécurité [ ]. La classe environnementale du radier de la station de pompage étant [ ], l'enrobage minimal est de [ ].

Pour le calcul des sections de béton armé, une tolérance d'exécution de [ ] est prise en compte, l'enrobage indiqué sur les plans est l'enrobage nominal de [ ].



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.5  
PAGE : 14/18  
STANDARD

### **3.5.3. Méthodologie de calcul**

#### **3.5.3.1. Modélisation**

La station de pompage est modélisée à l'aide du logiciel de [ ]. Le modèle est 3D à base d'éléments de type coque et barre. Ce modèle est décrit dans la note [33].

#### **3.5.3.2. Enchaînement des calculs**

Deux points principaux ont été étudiés dans le cas de la station de pompage : la stabilité de l'ouvrage et le dimensionnement des structures de l'ouvrage.

*Etude de la stabilité d'ensemble de l'ouvrage (voir note [32])*

Cette étude de stabilité a été réalisée en situation statique et en situation sismique. Dans les deux cas, les points suivants ont été vérifiés :

[ ]

*Dimensionnement du radier en béton armé*

[ ]

#### **3.5.3.3. Calcul du ferrailage**

Les sollicitations enveloppes sont extraites des modélisations réalisées.

Les sections d'aciers sont calculées sur la base de ces sollicitations.

L'ensemble des calculs est conforme aux prescriptions de l'Eurocode 2 et de l'ETC-C.

Les calculs détaillés propres au radier se trouvent dans la note [34].

Les armatures de certains éléments sont déterminées à partir de calculs locaux pour tenir compte de chargements ou effets particuliers (charges non introduites dans le modèle telles que les charges maximales d'exploitation et charges mobiles, charges de construction).

## **3.6. OUVRAGE DE REJET**

### **3.6.1. Sollicitations**

Les hypothèses retenues pour le dimensionnement figurent dans les notes [30] et [35].

Les actions permanentes prises en compte dans les calculs de dimensionnement sont les suivantes :

[ ]

Les actions variables prises en compte dans les calculs de dimensionnement sont les suivantes :

[ ]

Les actions accidentelles prises en compte dans les calculs de dimensionnement sont les suivantes :

[ ]

L'incendie n'a pas été introduit en tant que chargement dans les calculs, la justification de la stabilité au feu des structures porteuses se traduisant pas des exigences (issues de la partie 1.2 section 5 de l'Eurocode 2) portant sur des dispositions constructives.

### **3.6.2. Caractéristiques des matériaux**

#### **3.6.2.1. Béton**

Le béton utilisé pour le radier de l'Ouvrage de Rejet a les caractéristiques suivantes :

[ ]

Les autres caractéristiques du béton sont précisées dans l'ETC-C.

#### **3.6.2.2. Armatures pour le béton armé**

Les aciers à haute adhérence utilisés pour le béton sont des aciers FeE500-3 de résistance caractéristique [ ] et qui ont les caractéristiques suivantes :

[ ]

L'enrobage minimal des aciers est calculé conformément au §1.4.3.4 de l'ETC-C et au §4.4.1 de l'EN 1992-1-1. La classe structurale est [ ] et la marge de sécurité [ ]. La classe environnementale du radier de l'ouvrage de rejet étant [ ], l'enrobage minimal est de [ ].

Pour le calcul des sections de béton armé, une tolérance d'exécution de [ ] est prise en compte, l'enrobage indiqué sur les plans est l'enrobage nominal de [ ].

### **3.6.3. Méthodologie de calcul**

#### **3.6.3.1. Modélisation**

L'Ouvrage de rejet est modélisé à l'aide du logiciel [ ].

Les éléments utilisés dans la modélisation sont de [ ]. Ce modèle est détaillé dans la note [37].

#### **3.6.3.2. Enchaînement des calculs**

Deux points principaux ont été étudiés dans le cas de l'Ouvrage de rejet : la stabilité de l'ouvrage et le dimensionnement des structures de l'ouvrage.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.5  
PAGE : 16/18  
STANDARD

**Etude de la stabilité d'ensemble de l'ouvrage (voir note [36])**

Cette étude de stabilité a été réalisée en situation statique et en situation sismique.

Dans les deux cas, les points suivants ont été vérifiés :

[ ]

**Dimensionnement du radier en béton armé**

[ ]

**3.6.3.3. Calcul du ferrailage**

Les sollicitations enveloppes sont extraites des modélisations réalisées.

Les sections d'aciers sont calculées sur la base de ces sollicitations.

L'ensemble des calculs est conforme aux prescriptions de l'Eurocode 2 et de l'ETC-C.

Les calculs détaillés propres au radier se trouvent dans la note [38].

Les armatures de certains éléments sont déterminées à partir de calculs locaux pour tenir compte de chargements ou effets particuliers (charges non introduites dans le modèle telles que les charges maximales d'exploitation et charges mobiles, charges de construction).

**3.7. ANALYSE DE SÛRETÉ**

**3.7.1. Tel que dimensionné**

Les études réalisées montrent que, pour les différents bâtiments, les comportements des radiers sont satisfaisants pour toutes les charges et combinaisons de charges prises en compte. La stabilité globale des bâtiments est démontrée et le seuil des contraintes admissibles dans le sol est respecté dans toutes les situations envisagées.

**3.7.2. Tel que réalisé**

A ce stade de la réalisation, aucun écart n'impacte les requis de sûreté spécifiés dans le Rapport de Sûreté.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5  
SECTION : 3.5.5  
PAGE : 17/18  
STANDARD

**LISTE DE RÉFÉRENCES**

- [1] ECEIG 021405 Ind. J. Titre : EPR – Note d’hypothèses générales de dimensionnement du génie civil des bâtiments de l’îlot nucléaire.
- [2] SFL-EYRC-0030027 Ind. C. Titre : Note d’hypothèses de dimensionnement du radier commun EPR FA3.
- [3] SFL-EYRC-0030017 Ind. F. Titre : Note d’hypothèses de dimensionnement du bâtiment combustible.
- [4] SFL-EYRC-0030022 Ind. B. Titre : Note d’hypothèses de dimensionnement des structures internes du bâtiment réacteur.
- [5] SFL-EZC-008001 Ind. C. Titre : Hypothesis note for Safeguard Buildings Division 1&4.
- [6] SFL-EZC-008002 Ind. C. Titre : Hypothesis note for Safeguard Buildings Division 2&3.
- [7] 10439NT28B010101 Ind. F. Titre : Ilot nucléaire – Modèle d’ensemble 3D – Note d’hypothèses et de méthodologie
- [8] 10439NT28B010102 Ind. C. Titre : Ilot nucléaire – modèle d’ensemble 3D – Description générale – nœuds – éléments – épaisseurs
- [9] 10439NT28B010104 Ind. D. Titre : Ilot nucléaire – modèle d’ensemble 3D – Détermination des paramètres d’interaction sol-structure
- [10] 10439NT28B010105 Ind. D. Titre : Ilot nucléaire – modèle d’ensemble 3D – Analyse modale – Calcul des réponses spectrales
- [11] 10439NT28B010108 Ind. C. Titre : Ilot Nucléaire – Modèle d’ensemble 3D – Ferrailage du radier commun sous combinaisons de chargements statiques et dynamiques
- [12] ENGSGC070079. Titre : EPR – Ferrailage Lots 1a et 1b.
- [13] 10439NT28B010111 Ind. C. Titre : Ilot Nucléaire – Radier générale zone HR et SI – Note de calcul de détail. Justification du ferrailage
- [14] 10439NT28B010112 Ind. B. Titre : Ilot Nucléaire – Radier générale zone Bâtiment combustible – Note de calcul de détail. Justification du ferrailage
- [15] 10439NT28B010113 Ind. B. Titre : Ilot Nucléaire – Radier générale zone HL DIV 1,2,3,4 – Note de calcul de détail. Justification du ferrailage
- [16] SFL-EZC-008003 Ind. C. Titre : Hypotheses note for the Nuclear Auxiliary Building.
- [17] 11788 YR1222 NT 28B01 0001 Ind. D. Titre : Nuclear Auxiliary Building – Note of hypotheses and methodology.
- [18] 11788 YR1222 NT 28B01 0011 Ind. A. Titre : Nuclear Auxiliary Building – Detail design note – Raft at [ ]
- [19] ECEIG060786 ind. A. Titre : Note d’exigences de dimensionnement des bâtiments diesels EPR FA3.
- [20] SFL-EYRC-0030020 Ind. G. Titre : Note d’hypothèses de dimensionnement du génie civil des bâtiments diesels EPR FA3.
- [21] 10439NT28B01501 Ind. F. Titre : Bâtiment diesel – Note d’hypothèses et de méthodologie.
- [22] 10439NT28B010507 Ind. E. Titre : Bâtiment diesel - Calcul anticipé du ferrailage du radier et de la 1ère levée de voiles.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.5

SECTION : 3.5.5

PAGE : 18/18

STANDARD

- [23] 10439NT28B010509 Ind. D. Titre : Bâtiment diesel - HDA - HDB - Dimensionnement du radier de la 1ère levée de voiles et de la dalle à [ ].
- [24] ECEIG050762 Ind. E. Titre : Note d'hypothèses de dimensionnement du génie civil du BTE de Flamanville 3.
- [25] 00322626HQSTNDC001 Ind .C. Titre : Note d'hypothèses HQ.
- [26] 00322626HQASTNDC0003 Ind. B. Titre : Note de modélisation HQA.
- [27] 00322626HQBSTNDC0050 Ind. C. Titre : Note de modélisation HQB.
- [28] 00322626HQASTNDC0014 Ind. A. Titre : Note de calculs du radier du HQA.
- [29] 00322626HQBSTNDC0006 Ind. D. Titre : Note de calculs du radier du HQB.
- [30] ETDOIG 05 0003 Ind. C. Titre : Hypothèses et méthodes de calcul applicables au génie civil de la station de pompage et de l'ouvrage de rejet de la centrale nucléaire de type EPR, FLAMANVILLE 3.
- [31] PFV 11H00 1401 1261 TIGB Ind. C. Titre : Station de pompage FLAMANVILLE 3 – Note d'hypothèses et méthodologie.
- [32] PFV 11H00 1410 1261 TIGC Ind. D. Titre : Station de pompage FLAMANVILLE 3 – Note de stabilité générale.
- [33] PFV 11H00 1411 1261 TIGC Ind. A. Titre : Station de pompage FLAMANVILLE 3 – Note de modélisation.
- [34] PFV 11H00 1421 1261 TIGC Ind. E. Titre : Station de pompage FLAMANVILLE 3 – Note de calculs du radier.
- [35] PFV 11K00 2401 1261 TIGB Ind. E. Titre : Ouvrage de rejet FLAMANVILLE 3 - Note d'hypothèses et méthodologie.
- [36] PFV 11K00 2410 1261 TIGC Ind. C. Titre : Ouvrage de rejet FLAMANVILLE 3 - Note de stabilité générale.
- [37] PFV 11K00 2411 1261 TIGC Ind. B. Titre : Ouvrage de rejet FLAMANVILLE 3 - Note de modélisation.
- [38] PFV 11K00 2421 1261 TIGC Ind. F. Titre : Ouvrage de rejet FLAMANVILLE 3 – Note de calculs du radier.
- [39] ECEIG080182 Ind. B. Titre : Analyse de nocivité de la fissuration du plot 1a du radier de l'îlot nucléaire de Flamanville 3.
- [40] ENGSGC100349 Ind. D. Titre : Prescriptions complémentaires pour la conception du génie civil de FA3 par rapport à l'ETC-C référencé ENGSC050076 à l'indice B.



## **SOMMAIRE SOUS CHAPITRE 3.6**

### **3.6 - SYSTÈMES ET COMPOSANTS MÉCANIQUES**

#### **3.6.0 - EXIGENCES DE SÛRETÉ**

#### **3.6.1 - SUJETS SPÉCIFIQUES AUX COMPOSANTS MÉCANIQUES (INCLUANT LA LISTE DES SITUATIONS)**

#### **3.6.2 - RÉFÉRENTIEL DE CONCEPTION DES MATÉRIELS MÉCANIQUES DE L'EPR DE CLASSE DE CONCEPTION ET DE RÉALISATION Q1, Q2 OU Q3**

#### **3.6.3 - ANALYSES DE LA PROTECTION CONTRE LA SURPRESSION DES CPP ET CSP**

#### **3.6.4 - ESSAIS**



## SOMMAIRE

<b>3.6.2.RÉFÉRENTIEL DE CONCEPTION DES MATÉRIELS MÉCANIQUES DE L'EPR DE CLASSE DE CONCEPTION ET DE RÉALISATION Q1, Q2 OU Q3 .....</b>	<b>3</b>
<b>1. BASES DE CONCEPTION .....</b>	<b>3</b>
1.1. RÉFÉRENTIEL RÉGLEMENTAIRE ET DOCUMENTS D'APPLICATION : .....	3
1.2. RÈGLES GÉNÉRALES DE CONCEPTION APPLICABLES .....	3
<b>2. RÉFÉRENTIEL DE CODIFICATION .....</b>	<b>8</b>
<b>3. CAS DE CHARGE, TRANSITOIRES ET LIMITES DE CONTRAINTES .....</b>	<b>9</b>
3.1. COMPOSANTS DE NIVEAU DE QUALITÉ Q1 .....	9
3.2. COMPOSANTS DE NIVEAUX DE QUALITE Q2 ET Q3 .....	10
3.3. PRISE EN COMPTE DU SÉISME DANS LE DIMENSIONNEMENT DES ÉQUIPEMENTS SOUS PRESSION .....	11
3.4. CAS PARTICULIERS DES ÉQUIPEMENTS SOUS PRESSION DONT LA RUPTURE COMPLÈTE OU LA FUITE EST EXCLUE DE LA DÉMONSTRATION DE SÛRETÉ .....	12
<b>4. OPÉRABILITÉ SOUS SÉISME DES POMPES ET DE LA ROBINETTERIE DE NIVEAUX DE QUALITÉ DE CONCEPTION ET DE RÉALISATION Q2 ET Q3 .....</b>	<b>13</b>
4.1. POMPES.....	13
4.2. ROBINETTERIE .....	13
<b>5. SUPPORTS DES COMPOSANTS.....</b>	<b>14</b>
<b>LISTE DE RÉFÉRENCES .....</b>	<b>15</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.6

SECTION : 3.6.2

PAGE : 2/15

STANDARD

**TABLEAUX :**

3.6.2 TAB 1 CORRESPONDANCE ENTRE CLASSEMENT MÉCANIQUE ET ESPN ET  
CLASSE DE QUALITÉ DE CONCEPTION ET DE RÉALISATION



## **3.6.2. RÉFÉRENTIEL DE CONCEPTION DES MATÉRIELS MÉCANIQUES DE L'EPR DE CLASSE DE CONCEPTION ET DE RÉALISATION Q1, Q2 OU Q3**

### **1. BASES DE CONCEPTION**

#### **1.1. RÉFÉRENTIEL RÉGLEMENTAIRE ET DOCUMENTS D'APPLICATION :**

Le référentiel réglementaire utilisé pour la conception des matériels mécaniques de l'EPR de classe de qualité de conception et de réalisation Q1, Q2 ou Q3 est le suivant :

- Arrêté du 7 Février 2012 fixant les règles générales relatives aux Installations Nucléaires de Base,
- Décret n° 99-1046 du 13/12/99 relatif aux équipements sous pression,
- Arrêté du 21 décembre 1999 relatif à la classification et à l'évaluation de conformité des équipements sous pression,
- Arrêté du 12 décembre 2005 relatif aux équipements sous pression nucléaires,
- Arrêté du 15 mars 2000 relatif à l'exploitation des équipements sous pression,
- Arrêté du 10 novembre 1999 relatif à l'exploitation des circuits primaire et secondaire principaux.

Ce référentiel réglementaire est complété par des documents d'application tels que des guides professionnels soumis à l'approbation de l'ASN, conformément à la réglementation. Le guide concernant les exigences de radioprotection et celui concernant les exigences sur les équipements sous pression nucléaires de catégorie 0 et niveau N1 & N2, entrent dans ce cadre.

#### **1.2. RÈGLES GÉNÉRALES DE CONCEPTION APPLICABLES**

Les dispositions liées à l'arrêté du 7 février 2012, fixant les règles générales applicables aux activités importantes pour la protection des intérêts (voir paragraphe 2 de la section 1.7.0, sont applicables pour tous les équipements sous pression de classe de qualité Q1 et pour tous les équipements sous pression classés de sûreté (M ou F ou SC) et de classe de qualité Q2 et Q3 .

La classe de qualité de conception et de réalisation (Q) des équipements sous pression (ESP) résulte des classements fonctionnel, mécanique et ESPN de ces matériels (voir le sous-chapitre 3.2 dans lequel figurent les résultats des classements fonctionnel, mécanique et ESPN).

##### **Détermination du classement nucléaire N des équipements :**

Le classement nucléaire N des ESPN est déterminé selon un processus défini aux articles 2 et 3 de l'arrêté du 12 décembre 2005.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.6

SECTION : 3.6.2

PAGE : 4/15

STANDARD

Ce classement est effectué en plusieurs étapes détaillées ci-après :

1. Calcul du rejet d'activité des récipients (hors N1)
2. Détermination du niveau nucléaire N des récipients
3. Recensement des isolements sûrs et des soupapes de sûreté
4. Détermination du niveau nucléaire N des autres équipements à partir de celui des récipients auxquels ils sont connectés et dont ils ne peuvent être isolés de façon sûre

Les soupapes de sûreté sont considérées comme une limite de classement N des équipements.

La détermination du rejet d'activité s'effectue à partir des règles et des calculs d'activité relâchée, en fonction des radioéléments présents dans les différentes situations normales de service et du calcul des seuils de rejet en cas de défaillance, établis selon un guide méthodologique comme précisé au paragraphe 2.4.2 de la section 1.7.0.

L'activité des récipients permet de déterminer leur niveau de classement nucléaire N ainsi que celui des lignes de tuyauteries connectées. Par récipient, il faut entendre les réservoirs, échangeurs, colonnes de dégazage et évaporateurs. Les filtres et les déminéraliseurs sont considérés comme des accessoires sous pression (Fiches CLAP 72 & CLAP 8).

Pour les circuits de sauvegarde définis au chapitre 0 et le système EVU, le rejet d'activité est déterminé en considérant les différentes situations accidentelles.

Les accessoires sous pression ont le même niveau nucléaire N que le récipient ou la tuyauterie auquel ils sont associés.

Les accessoires de sécurité ont le même niveau nucléaire N que l'équipement du plus haut niveau qu'ils protègent. Si, parmi les équipements protégés, il existe un équipement comprenant plusieurs compartiments, seul le rejet du compartiment protégé par la soupape peut être pris en compte à condition que les compartiments soient conçus en respectant les exigences de la fiche COLEN N°5.

D'une manière générale :

- Le niveau N1 inclut les équipements du Circuit Primaire Principal (CPP) et des Circuits Secondaires Principaux (CSP) dans les limites définies par l'arrêté d'exploitation du 10 novembre 1999 telles que définies au sous-chapitre 1.7.
- Le niveau N2 inclut les autres équipements sous pression nucléaires (qui ne sont pas N1) dont la défaillance peut conduire à un rejet d'activité supérieur à 370 GBq.
- Le niveau N3 inclut les autres équipements sous pression nucléaires (qui ne sont classés ni N1, ni N2) dont la défaillance peut conduire à un rejet d'activité supérieur à 370 MBq.

Par ailleurs, l'article 8 de l'arrêté ESPN du 12 décembre 2005 précise que certains équipements sous pression nucléaires (catégories I à IV) et de niveau N1 peuvent être conçus selon les exigences essentielles de sécurité applicables aux équipements sous pression nucléaire de niveau N2 (exigences de l'annexe 2 de l'arrêté). Ces cas particuliers concernent les équipements suivants :

- les tuyauteries du circuit primaire principal (CPP) de diamètre nominal (DN) inférieur ou égal à 50,
- les autres tuyauteries (CSP) de diamètre nominal (DN) inférieur ou égal à 100 et de catégorie I ou II.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.6  
SECTION : 3.6.2  
PAGE : 5/15  
STANDARD

Ces équipements sont identifiés par la notation N1\* dans la liste de classement des matériels de l'EPR.

Il est considéré de façon identique les exigences sur la tuyauterie N1\* et celles sur les accessoires sous pression de même DN qui lui sont raccordés.

**Règles pour le changement de niveau N :**

Le changement de niveau de classement des équipements se fait soit à partir d'un récipient dont le niveau est différent, soit à partir d'un isolement sûr ou d'une soupape de sûreté. La notion d'isolement sûr est définie, dans la circulaire de l'arrêté exploitation du 10 novembre 1999 pour le CPP/CSP et, dans le guide d'application de l'arrêté du 12 décembre 2005 (guide ASN N° 19 du 21/02/2013) pour les ESPN hors CPP/CSP.

**Notion d'isolement sûr pour le CPP/CSP :**

Conformément à l'arrêté exploitation, un isolement sûr requiert deux organes d'isolement en série. Par exception, il pourra être admis que les lignes vapeur du circuit secondaire principal et les lignes identifiées N1\* ne comportent qu'un seul organe d'isolement. Ces organes doivent présenter par eux-mêmes une fiabilité élevée, et :

- soit être systématiquement fermés lors du fonctionnement normal en pression de l'appareil ;
- soit être de type clapet ;
- soit agir automatiquement en cas de rupture de la tuyauterie au-delà de l'organe d'isolement, et se fermer assez rapidement pour n'être traversés que par peu de fluide avant leur fermeture complète.

**Notion d'isolement sûr des équipements N2 et N3 :**

Conformément au guide d'application de l'arrêté du 12 décembre 2005 (guide ASN N° 19 du 21/02/2005), un isolement, hors CPP et CSP, est sûr s'il respecte les trois critères ci-dessous :

- il est normalement fermé ou à sécurité positive ou son dispositif d'actionnement dispose d'une architecture qui permet de prévenir les défaillances de mode commun ;
- il se ferme suffisamment rapidement de façon à ce que l'activité relâchée durant la fermeture soit faible au regard de l'activité contenue par les équipements ou circuits qu'il isole ;
- sa fiabilité est définie par les exigences de l'exploitant, démontrée (par exemple, initialement par des essais ou une qualification, puis, en exploitation, par des tests périodiques) et maintenue.

Un isolement sûr peut être réalisé par un seul organe d'isolement sous réserve de fournir les justifications particulières appropriées.

Le classement en niveaux N1, N2 et N3 des équipements ESPN de l'EPR est indiqué à la section 3.2.2.

Pour la conception des équipements sous pression nucléaires, l'arrêté ESPN définit, dans ces annexes 1, 2 et 3, applicables respectivement aux équipements N1, N2 et N3, des exigences essentielles de sécurité supplémentaires par rapport à celles du décret 99-1046.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.6  
SECTION : 3.6.2  
PAGE : 6/15  
STANDARD

Pour tous les équipements sous pression nucléaires, les prescriptions de l'annexe 4 de l'arrêté ESPN s'appliquent quels que soient leur classement ESPN (N1 à N3) et leur catégorie de risques (y compris catégorie 0). Les prescriptions de l'annexe 4 sont déclinées en exigences dans un guide professionnel de radioprotection conformément à la réglementation.

Les équipements sous pression nucléaires de catégorie de risques 0 et les équipements sous pression conventionnels soumis à l'article 7 du décret du 13/12/99 sont soumis, au minimum, aux règles de l'art. Pour les ESP nucléaires de niveau N1 et N2, ces règles de l'art sont définies dans un guide professionnel conformément à la réglementation.

Pour les équipements nucléaires ou conventionnels soumis aux règles de l'art, il est toujours possible d'appliquer des exigences de conception plus sévères, du fait, par exemple, d'une imposition liée à la sûreté.

De plus, les équipements nucléaires constitutifs des systèmes de sauvegarde définis au chapitre 0 et le système EVU, sont conçus selon les dispositions de la réglementation ESPN précisée par la fiche COLON 59 et en cohérence avec les exigences du chapitre paragraphe 5 de la section 3.6.1.2.

**Détermination de la classe de qualité de conception et de réalisation Q :**

Les principales règles permettant de passer des classements fonctionnels (Fi), mécanique (Mi) et ESPN (niveau Ni) au classement de qualité de conception et de réalisation (niveau Qi) sont les suivantes :

- Pour chaque ESP faisant l'objet d'un classement de sûreté et d'un classement au titre de l'arrêté ESPN, la classe de qualité de conception et de réalisation Q retenue correspond au niveau d'exigence le plus contraignant résultant du classement de sûreté et du classement ESPN (cf. tableau 3.6.2 TAB 1).
- Un ESP ayant un classement fonctionnel F1 (F1A ou F1B) est au minimum classé M3, il obéit à une classe de qualité de conception et de réalisation a minima Q3.
- Les ESP du CPP et du CSP, classés N1 selon l'arrêté ESPN, ont une classe de qualité de conception et de réalisation Q1. Des exceptions à cette règle existent :
  - Les tuyauteries du CPP et leurs accessoires identifiés N1\* et ceux identifiés M1\*, (voir section 3.2.1) pour lesquels la classe de qualité de conception et de réalisation applicable est Q2.
  - Les tuyauteries du CSP et leurs accessoires identifiés N1 \* pour lesquels la classe de qualité de conception et de réalisation applicable est Q2.

Tous les cas de classement sont résumés dans le tableau 3.6.2 TAB 1.

**Correspondance entre la classe de conception et de réalisation et le référentiel de codification :**

La correspondance entre la classe Q et le référentiel de codification technique est fournie ci-dessous :

- **Matériel Q1** : application des exigences de niveau 1 du RCC-M.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.6

SECTION : 3.6.2

PAGE : 7/15

STANDARD

Dans certains cas particuliers, certaines exigences du RCC-M peuvent ne pas être adaptées à un matériel donné (ex : une spécification d'un matériau qui ne figure pas dans le RCC-M). Dans ce cas, le fabricant émet une spécification technique particulière avec des exigences de niveau équivalent à celles du niveau 1 du RCC-M. De même, pour des raisons fonctionnelles et liées à la sûreté, certains équipements peuvent être conçus selon un autre code que le RCC-M pour autant que la non pertinence du code RCC-M pour la conception de l'équipement soit justifiée de manière adaptée.

NB : Pour les ESPN « classés Q1 (donc N1 ou N1\*) et de catégorie 0 », le guide professionnel pour les équipements sous pression nucléaires de niveau N1 ou N2 et de catégorie 0 est applicable. Si certaines exigences de ce guide sont plus contraignantes que celles du code technique, elles prévalent. Inversement, si certaines exigences de sûreté sont plus exigeantes que celles du guide, elles prévalent, et doivent être respectées

- **Matériel Q2** :

L'application des exigences du niveau 2 du RCC-M est requise. L'utilisation d'un autre code nucléaire (ASME III-NC ou KTA) est néanmoins possible, avec des compléments de spécifications techniques fournies par EDF au fabricant (ou mises au point avec le fabricant).

Lorsque l'ASME III-NC est retenu, ces compléments consistent en :

- Un guide d'utilisation du code ASME III section NC pour les équipements sous pression de qualité Q2 [4].
- Des compléments dans le domaine de la fabrication, au cas par cas, détaillés dans les spécifications d'équipement en cohérence avec la fiche CLAP 60, qui ont pour objectif de :
  - ◆ Viser un niveau de qualité comparable au RCC-M. Pour cela, les compléments portent sur les principaux thèmes pour lesquels les deux codes diffèrent, par exemple l'approvisionnement des matériaux ou le soudage,
  - ◆ Faciliter le respect de la réglementation française par le fabricant en introduisant certaines exigences de l'arrêté ESPN.

NB : Pour les « ESPN classés Q2, de niveau N1\* ou N2 et de catégorie 0 », le guide professionnel pour les équipements sous pression nucléaires de niveau N1 ou N2 et de catégorie 0 est applicable. Si des exigences de ce guide sont plus contraignantes que celles du code technique, elles prévalent. Inversement, si certaines exigences de sûreté sont plus exigeantes que celles du guide, elles prévalent, et doivent être respectées

- **Matériel Q3** :

L'application des exigences des normes européennes harmonisées, conformes au décret du 13/12/99, est requise avec des compléments de spécifications techniques fournies par EDF, pour atteindre le niveau d'exigence équivalent à celui du niveau 3 RCC-M. L'utilisation de tout code industriel reconnu et conforme à la DESP, ainsi que l'utilisation des codes RCC-M ou ASME ou KTA sont autorisées, sous réserve de compléments à définir par le fabricant pour les codes autres que le RCC-M.

En complément, pour les équipements classés Q1, Q2 et Q3, lorsqu'ils sont ESPN, les exigences du guide professionnel de radioprotection pour la conception des équipements sous pression nucléaires des centrales REP installées en France sont applicables

- **Matériel NC-Q** :

L'application des exigences des normes européennes harmonisées, conformes au décret du 13/12/99, est requise avec des compléments de spécifications techniques fournies par EDF.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.6  
SECTION : 3.6.2  
PAGE : 8/15  
STANDARD

L'utilisation de tout code industriel reconnu et conforme à la DESP, ainsi que l'utilisation des codes RCC-M ou ASME ou KTA sont autorisés.

## 2. RÉFÉRENTIEL DE CODIFICATION

D'une façon générale, l'ordre de prévalence des exigences pour la conception et la fabrication des matériels mécaniques est le suivant :

- exigences réglementaires et de sûreté,
- exigences requises par les Cahiers des Spécifications Techniques et par les Cahiers des Règles Techniques émis par EDF. Ces exigences prennent en compte, notamment, le retour d'expérience constaté sur la fabrication, la conception et l'exploitation des matériels mécaniques, ainsi que les exigences complémentaires quand le code est différent du RCC-M,
- exigences des codes techniques,
- exigences des normes européennes,
- exigences des normes françaises,
- exigences d'autres normes.

Comme déjà indiqué plus haut, les équipements sous pression de l'EPR ne sont pas forcément tous conçus et fabriqués selon les exigences du code RCC-M. L'objet de cette section est de préciser les versions des codes applicables.

### Version du code RCC-M applicable :

Le référentiel de conception et de construction des matériels mécaniques de l'îlot nucléaire de l'EPR appliqué pour la conception des matériels mécaniques conçus selon le RCC-M, est constitué des éléments suivants :

- le code RCC-M édition 2007 (égal à l'édition 2000 du RCC-M, complété par les modificatifs de juin 2002, décembre 2005 et juin 2007),
- des fiches du modificatif 2008 de l'édition 2007 du RCC-M, en fonction de la possibilité et de la pertinence à les appliquer.

Des exigences complémentaires à celles définies dans le référentiel ci-dessus pourront être prescrites dans les spécifications d'équipement des matériels afin de compléter ou préciser les exigences du référentiel de conception (pour les matériaux nouveaux notamment), ou encore afin de lever des options.

De façon exceptionnelle, pour certains composants spécifiques, pour lesquels les exigences du code RCC-M 1 ne sont pas adaptées (ex : nuance de matériau non couverte par le tome II), il est acceptable de définir d'autres exigences et règles spécifiques pour autant qu'elles puissent satisfaire le même niveau de qualité que celui requis par les règles de niveau 1 RCC-M. Ceci s'adresse principalement aux Mécanismes de Commande de Grappes et à la partie mécanique de l'instrumentation du cœur qui possèdent une conception issue des tranches allemandes Konvoï.

Les limites de contraintes admissibles du RCC-M sont notamment choisies de manière à garantir l'intégrité des équipements classés de sûreté soumis à pression.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.6  
SECTION : 3.6.2  
PAGE : 9/15  
STANDARD

Les supports des composants sont conçus conformément au Volume H du RCC-M si ce code a été retenu comme référentiel de conception. Les équipements internes de la cuve sont conçus conformément au Volume G du RCC-M (voir sections 5.3.2 et 5.3.3).

**Autres codes nucléaires utilisés :**

Quand un autre code nucléaire que le RCC-M est autorisé (pour les matériels classés Q2, voire Q3), les versions applicables sont les suivantes :

- Code ASME : Edition 2004 :
  - Section III-NC pour les matériels Q2,
  - Section III-ND pour les matériels Q3,
  - Section VIII pour les matériels Q3 (avec l'addenda 2006).
- Code KTA 1401-06/96.

Il est à noter que des exigences complémentaires à celles figurant dans les codes ci-dessus sont applicables (exigences imposées soit par le fabricant après accord de l'exploitant, soit par l'exploitant).

De façon exceptionnelle, pour certains composants, il est acceptable de définir d'autres exigences et règles spécifiques pour autant qu'elles puissent satisfaire le même niveau de qualité que celui requis par les règles de niveau 2 RCC-M.

**Normes européennes applicables** : ces normes sont utilisables pour les matériels Q3 ; elles valent présomption de conformité aux exigences du décret du 13/12/1999. Elles sont complétées d'exigences techniques prescrites par EDF, en particulier pour la conception des équipements en conditions accidentelles de tranche. Parmi ces normes européennes harmonisées, on cite seulement ci-après les deux suivantes les plus utilisées :

- Norme EN 13445 pour les récipients (édition septembre 2002 y compris ses amendements),
- Norme EN 13480 pour les tuyauteries (édition août 2002 y compris ses amendements).

### **3. CAS DE CHARGE, TRANSITOIRES ET LIMITES DE CONTRAINTES**

#### **3.1. COMPOSANTS DE NIVEAU DE QUALITÉ Q1**

Les composants du circuit primaire principal et du circuit secondaire principal auxquels sont affectées les exigences RCC-M de Niveau 1 (composants Q1) sont listés dans le sous-chapitre relatif au classement des équipements (voir sous-chapitre 3.2).

Ces composants Q1 doivent être conçus conformément au Volume B du RCC-M.

Les règles de conception générale, applicables au dimensionnement des composants soumis à pression et à l'analyse de leur comportement lorsqu'ils sont soumis aux efforts stipulés dans les spécifications des composants, sont fournies dans le RCC-M B 3100.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.6  
SECTION : 3.6.2  
PAGE : 10/15  
STANDARD

Ces règles ont pour objet de garantir le respect des marges de sûreté spécifiées par rapport aux types de dommages qui pourraient survenir suite aux sollicitations imposées :

- déformation excessive et instabilité plastique,
- instabilité élastique ou élastoplastique,
- déformation progressive provoquée par des efforts répétés,
- fatigue (progressive),
- rupture brutale.

Au cours de son fonctionnement, un composant Q1 peut être soumis à un certain nombre de situations de fonctionnement ou transitoires différents qui sont classées suivant trois catégories (voir section 3.6.1), auxquelles s'ajoutent une situation de référence et des situations d'essai. Ce classement est effectué suivant la fréquence de l'événement.

Il existe un ensemble d'actions de l'environnement sur les matériels (pressions, forces, flux thermique, irradiation, corrosion). Certaines de ces actions sont susceptibles de fournir un travail mécanique, fonction de la déformation de ce matériel, et sont appelées sollicitations. L'ensemble de ces sollicitations est appelé chargement.

La prévention des dommages est requise pour les composants soumis à ces chargements, avec des marges dépendant des objectifs d'intégrité. A cette fin, des séries de critères appelées "niveaux de critères" sont définies, selon les dommages couverts et les marges requises.

Les règles relatives aux chargements et le niveau des critères à satisfaire sont présentés à la section 3.6.1.

### **3.2. COMPOSANTS DE NIVEAUX DE QUALITE Q2 ET Q3**

Les composants auxquels sont affectés les niveaux de qualité de conception et de réalisation Q2 et Q3 sont listés dans le sous chapitre relatif au classement des équipements (voir sous-chapitre 3.2)

La conception mécanique des composants Q2 est conforme aux exigences des Volumes C (Niveau 2) du RCC-M, ou à celles d'un autre code nucléaire équivalent (ASME section III-NC ou, pour un nombre limité de composants, KTA).

La conception mécanique des composants Q3 est conforme aux exigences des normes harmonisées européennes ou de tout autre code conforme aux exigences du décret du 13 décembre 1999 pour les équipements sous pressions, complété en tant que besoin pour couvrir les situations accidentelles.

Les données fonctionnelles qui doivent être connues par le fabricant pour concevoir ses composants de niveau de qualité Q2 et Q3 sont communiquées par l'exploitant.

Pour les composants Q2 et Q3, pour lesquels le RCC-M a été retenu comme référentiel de conception, les exigences sont moins sévères que celles du niveau 1, en accord avec ce classement (application des niveaux 2 ou 3 du RCC-M). Les niveaux de critères requis et les limites de contraintes associées sont cependant suffisamment bas pour garantir l'absence de perte d'intégrité de l'enveloppe sous pression.

### 3.3. PRISE EN COMPTE DU SÉISME DANS LE DIMENSIONNEMENT DES ÉQUIPEMENTS SOUS PRESSION

D'un point de vue sûreté, il existe 2 cas de charge sismique différents à considérer potentiellement dans la conception des équipements sous pression :

- Le **Séisme de Dimensionnement (SDD)** qui est issu d'un requis sûreté et s'applique pour un matériel classé SC1 ou SC2, selon les règles de classement définies dans le sous-chapitre 3.2. Ce séisme est défini dans le chapitre agression externe du RDS (section 3.3.2). Il doit être cumulé à l'enveloppe des situations normales, perturbées, exceptionnelles ou accidentelles de la tranche (Voir section 3.6.1). Les règles et méthodes de dimensionnement applicables sont résumées au paragraphe 1.5 de la section 3.3.2 du RDS.

En fonction du requis fonctionnel de sûreté à satisfaire (stabilité, intégrité, capacité fonctionnelle, opérabilité), les critères de conception mécaniques à respecter sont les suivants (Voir la section 3.6.1. pour plus de détails) :

Exigence	Critères si RCC-M appliqué	Critères si EN appliqués (avec k pour les tuyauteries)
Intégrité qui inclut la stabilité (tous matériels SC1, SC2 si concerné)	Niveau D	Accidentel [ ]
Capacité fonctionnelle (organes passifs SC1 ou SC2 si concerné)	Niveau C	[ ]
Opérabilité (organes actifs SC1 ou SC2 si concerné)	Niveau B (niveau 0 si Q1)	[ ]

#### Critères mécaniques applicables pour le SDD

Les amortissements à considérer pour le SDD sont de [ ] pour les appareils et de [ ] pour les tuyauteries (sauf les tuyauteries classées Q1 pour lesquelles un amortissement de [ ] est appliqué).

La valeur de découplage pour la robinetterie est de [ ] (cf paragraphe 4.2).

- Le **séisme d'inspection (SDI)** qui est suggéré par les Directives Techniques (voir sous-chapitre 1.7). Il est défini comme étant le séisme pour lequel « aucune vérification ou inspection des équipements ne devrait être nécessaire avant de ramener ou maintenir la tranche en fonctionnement normal ». Le SDI est défini au paragraphe 1.6 de la section 3.3.2 du RDS .

Pour les matériels SC1 et SC2, le SDI est à cumuler à l'enveloppe des situations normales et perturbées.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.6  
SECTION : 3.6.2  
PAGE : 12/15  
STANDARD

	Taux d'amortissement	Cumul et critères RCCM applicables	Code applicable
<b>ESP Q1</b>	Appareils : 4% constant Tuyauteries : 2% constant	Avec les situations normales. Intégrité : niv. 0 et A	RCC-M niveau 1
<b>ESP Q2, classés SC1 ou SC2</b>	Appareils : 4% constant Tuyauteries : 2% à 5% variable	Avec les situations normales et perturbées Intégrité : niv. B	RCC-M niveau 2 ou équivalent
<b>ESP Q3 et NCQ, classés SC1 ou SC2</b>	Appareils : 4% constant Tuyauteries : 2% à 5% variable	Avec les situations normales et perturbées Intégrité : niv. B ou équivalent	RCCM niveau 3 ou équivalent, Normes EN

**Critères applicables pour le SDI**

Prise en compte de la fatigue due au séisme (critère de niveau A) : l'application des critères de niveau A est requise seulement pour le niveau Q1. Le nombre d'occurrences du séisme est de 30 (pour une durée de vie de 60 ans). Le nombre de cycles pour chaque occurrence est de 20. Le cumul du séisme avec la fatigue thermique ou mécanique s'effectue conformément à la démarche du code RCC-M : ajout de 15 cycles au transitoire le plus sévère + 595 cycles sans combinaison.

Pour la robinetterie, une valeur de découplage de [ ] pour le séisme peut être considérée.  
Note : En plus du SDD et du SDI imposés par EDF pour les équipements classés SC1 ou SC2, un séisme applicable à tous les équipements sous pression est à considérer par les fabricants de par les exigences essentielles de sécurité du décret n° 99-1046 du 13/12/99. EDF préconise qu'il soit égal au SDI.

### **3.4. CAS PARTICULIERS DES ÉQUIPEMENTS SOUS PRESSION DONT LA RUPTURE COMPLÈTE OU LA FUITE EST EXCLUE DE LA DÉMONSTRATION DE SÛRETÉ**

Les exigences générales (doctrine et critères) applicables aux équipements sous pression dont la défaillance (rupture complète ou fuite) est exclue de la démonstration de sûreté sont décrites à la section 3.4.2.

La vérification des critères requis pour la démonstration d'exclusion de la défaillance est fournie, quant à elle, dans le chapitre de l'équipement ou du système considéré.



## **4. OPÉRABILITÉ SOUS SÉISME DES POMPES ET DE LA ROBINETTERIE DE NIVEAUX DE QUALITÉ DE CONCEPTION ET DE RÉALISATION Q2 ET Q3**

### **4.1. POMPES**

Les pompes classées de sûreté sont soumises à des essais en usine qui comprennent des essais hydrostatiques (voir, par exemple exigences du Volume C 5000 ou D 5000 du RCC-M lorsque ce dernier est appliqué), et à des essais de performance pour déterminer la hauteur manométrique totale, les exigences relatives à la hauteur nette d'aspiration (NPSH), et d'autres caractéristiques des moteurs de pompes. Lorsque cela est applicable, la température et les vibrations des paliers sont contrôlées pendant les essais de performance.

En sus des essais requis, les pompes sont conçues et livrées conformément aux critères suivants associés au chargement sismique :

- Si la fréquence propre la plus basse est supérieure à 50 Hz, la pompe et son support seront considérés comme fondamentalement rigides. Une analyse statique de la déformation de l'arbre du rotor est réalisée, et la déformation est comparée aux jeux admissibles pour le rotor.
- Si la fréquence propre se trouve être inférieure à 50 Hz, une analyse est effectuée pour déterminer les accélérations d'entrée amplifiées nécessaires à la réalisation de l'analyse statique.
- Les efforts sismiques maximums sur la tubulure sont également pris en compte dans une analyse des ancrages de pompe, pour garantir l'impossibilité d'apparition d'un défaut d'alignement inacceptable du dispositif.
- Pour compléter les procédures de qualification sismique, le moteur de pompe et tous les accessoires indispensables au fonctionnement de la pompe sont qualifiés, de façon indépendante, pour fonctionner pendant le séisme maximum, conformément aux exigences du RCC-E (édition décembre 2005) complété des données de projet EPR définies dans l'additif Cahier de Données du Projet EPR (voir sous-chapitre 1.6).

### **4.2. ROBINETTERIE**

La robinetterie classée de sûreté est soumise à des essais en usine qui comprennent des essais hydrostatiques (voir, par exemple, exigences des volumes C 5000 ou D 5000 du RCC-M, lorsque ce dernier est appliqué), des vérifications de l'étanchéité des portées obturateur-siège, et d'autres essais de fonctionnement.

La robinetterie est conçue à l'aide d'une analyse des contraintes ou des règles de conception standards pour des exigences en termes d'épaisseur minimale de paroi, conformément aux exigences des codes nucléaires ou des normes harmonisées européennes, ou d'autres normes satisfaisant les exigences du décret du 13 décembre 1999.

De plus, l'ensemble de la robinetterie et de ses structures est conçu pour présenter une première fréquence propre supérieure à 50 Hz.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.6  
SECTION : 3.6.2  
PAGE : 14/15  
STANDARD

Néanmoins, trois cas de figure peuvent se présenter :

- la première fréquence propre est supérieure à [ ] : une analyse est effectuée en appliquant des efforts sismiques statiques tridimensionnels au centre de gravité de la structure étendue. Pour la conception sous chargement sismique, la charge statique utilisée est de [ ] dans les trois directions. Ces efforts sont appliqués simultanément,
- la fréquence propre est comprise entre [ ] : le chargement statique enveloppe de [ ] explicité ci-avant reste applicable, sous réserve que le robinet soit situé strictement en dessous du plancher situé à [ ] pour le BK et plancher situé à [ ] pour le BR. Dans le cas contraire, le chargement réel décrit ci-après doit être appliqué,
- la fréquence propre est inférieure à [ ], un calcul dynamique est réalisé avec les accélérations réelles. Un calcul statique est acceptable sous réserve d'appliquer un facteur [ ] aux accélérations précitées.

La qualification à l'opérabilité des motorisations et des accessoires électriques est démontrée par la satisfaction des exigences du RCC-E (voir sous-chapitre 1.6) ou d'un autre code acceptable.

## 5. SUPPORTS DES COMPOSANTS

Les supports soudés sur les composants soumis à pression sont constitués d'éléments en acier comprenant des platines, des poutres, des brides, des dispositifs auto-bloquants,... Pour la tuyauterie en particulier, ces supports peuvent être des supports banalisés, lorsque cela est réalisable. Les transitoires et les cas de charge appliqués aux supports sont les mêmes que ceux des composants supportés. Les critères applicables aux supports reposent sur le principe suivant : les supports de systèmes fluide sont aussi importants que le système qu'ils supportent.

Ils sont répartis en trois sous-niveaux :

- Supports pour composants Q1 : les exigences du RCC-M sont appliquées (volume H, exigences pour supports classés S1),
- Supports pour composants Q2 : les exigences du volume H du RCC-M sont applicables (supports classés S2) ou les exigences équivalentes d'un code nucléaire (ASME section III ou KTA),
- Supports pour composants Q3 : les exigences des normes harmonisées européennes sont applicables ou les pratiques industrielles équivalentes conformes à la DESP (s'il est décidé d'utiliser toutefois le RCC-M, le support est classé S2).

Les supports des grosses motorisations de vannes RCC-M et des gros moteurs de pompes RCC-M sont classés comme les supports des composants RCC-M correspondants.

Les supports des autres matériels électriques (câbles, connexions, armoire électrique,...) sont traités dans le RCC-E. Les équipements internes des piscines de combustible sont classés comme les supports des composants Q2. Les règles de conception des pièces de supports qui sont noyé(e)s dans du béton, sont traitées dans l' ETC-C (voir sous-chapitre 1.6).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.6  
SECTION : 3.6.2  
PAGE : 15/15  
STANDARD

**LISTE DE RÉFÉRENCES**

- [1] Note EDF de référence ENRE070061 ind. 1  
Guide d'utilisation du code ASME III section NC pour les équipements sous pression de qualité Q2.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.6  
SECTION : 3.6.2  
TABLEAU : 1  
PAGE : 1/1  
STANDARD

**3.6.2 TAB 1 : Correspondance entre classement mécanique et ESPN et classe de qualité  
de conception et de réalisation**

Mécanique ESPN	M1	M1*	M2	M3	NC
N1	Q1	Q1	Q1	Q1	Q1
N1*	Q1	Q2	Q2	Q2	Q2
N2	/	/	Q2	Q2	Q2
N3	/	/	Q2	Q3	Q3
Non ESPN	/	/	Q2	Q3	NC-Q

Note : NC = Non Classé



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOMMAIRE  
SOUS-CHAP : 3.6.4

**SOMMAIRE SOUS CHAPITRE 3.6.4**

**3.6.4 - ESSAIS**

**3.6.4.1 - ESSAIS ET ANALYSES DYNAMIQUES**

**3.6.4.2 - ESSAIS EN SERVICE DES POMPES ET VANNES**



## SOMMAIRE

<b>3.6.4.ESSAIS.....</b>	<b>3</b>
<b>3.6.4.1.ESSAIS ET ANALYSES DYNAMIQUES.....</b>	<b>3</b>
<b>1. ANALYSE DES EFFETS DES VIBRATIONS .....</b>	<b>3</b>
<b>1.1. ANALYSE DES EFFETS DES VIBRATIONS SUR LES BOUCLES PRIMAIRES</b> <b>ET SUR LA LIGNE D'EXPANSION DU PRESSURISEUR.....</b>	<b>3</b>
<b>1.2. ANALYSE DES EFFETS DES VIBRATIONS SUR LES LIGNES VAPEUR</b> <b>PRINCIPALES DU CIRCUIT SECONDAIRE.....</b>	<b>4</b>
<b>2. ESSAIS DE QUALIFICATION SISMIQUE DES ÉQUIPEMENTS MÉCANIQUES</b> <b>IMPORTANTES POUR LA SÛRETÉ .....</b>	<b>4</b>
<b>3. RÉPONSE VIBRATOIRE SOUS ÉCOULEMENTS DES ÉQUIPEMENTS INTERNES</b> <b>DE CUVE.....</b>	<b>5</b>
<b>4. ESSAIS VIBRATOIRES PRÉ-OPÉRATIONNELS SUR LES ÉQUIPEMENTS</b> <b>INTERNES DE CUVE.....</b>	<b>7</b>
<b>5. ANALYSE DU COMPORTEMENT DYNAMIQUE DES ÉQUIPEMENTS INTERNES</b> <b>DANS UNE SITUATION HAUTEMENT IMPROBABLE .....</b>	<b>7</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.6

SECTION : 3.6.4.1

PAGE : 2/7

STANDARD



## **3.6.4.ESSAIS**

### **3.6.4.1.ESSAIS ET ANALYSES DYNAMIQUES**

#### **1. ANALYSE DES EFFETS DES VIBRATIONS**

Des essais vibratoires sont prévus sur les lignes primaires principales et vapeur principales. Ils permettent, entre autres, de vérifier que ces tuyauteries ne subissent pas d'endommagements liés à d'éventuelles sollicitations vibratoires et donc de s'affranchir de situations vibratoires susceptibles de remettre en cause l'intégrité de ces lignes pour lesquelles est postulée une exclusion de rupture.

##### **1.1. ANALYSE DES EFFETS DES VIBRATIONS SUR LES BOUCLES PRIMAIRES ET SUR LA LIGNE D'EXPANSION DU PRESSURISEUR**

Une évaluation détaillée des vibrations de la tuyauterie et des effets dynamiques sur les boucles primaires, leur système de supportage et la ligne d'expansion du Pressuriseur est réalisée sur la base d'une analyse modale du comportement des boucles de refroidissement primaire en accord avec la grande expérience d'exploitation acquise avec les chaudières de 900 MWe, de 1300 MWe et du palier N4. Des résultats de cette évaluation découlent la mise en place d'un programme d'essais comportant des observations visuelles à mener lors des essais fonctionnels de démarrage de la centrale.

L'objectif de ces essais est de confirmer que le système est correctement conçu et supporté pour prévenir les vibrations, comme l'exige la section B 3622.5 du RCC-M (voir sous-chapitre 1.6). Les essais incluent des démarrages et des arrêts des groupes motopompes primaires. Une attention particulière est apportée aux endroits où les vibrations les plus importantes sont attendues (milieu de tronçon).

Il est à noter que la disposition et la taille de la tuyauterie des boucles primaires et de la ligne d'expansion des réacteurs EPR sont similaires à celles installées dans les centrales actuellement en exploitation. L'expérience acquise avec les centrales en exploitation indique que la tuyauterie des boucles primaires et de la ligne d'expansion est conçue et supportée correctement afin de minimiser les vibrations.

De plus, les niveaux de vibration des groupes motopompes primaires, qui constituent la seule composante mécanique qui pourrait induire des vibrations des boucles primaires et de la ligne d'expansion, sont mesurés et surveillés comme indiqué dans le paragraphe 1.4 de la section 5.4.1.

Des tests sont généralement effectués lors d'essais fonctionnels à chaud afin de vérifier que le circuit primaire peut se dilater librement et que les jeux entre les butées et les équipements sont acceptables.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.6  
SECTION : 3.6.4.1  
PAGE : 4/7  
STANDARD

## **1.2. ANALYSE DES EFFETS DES VIBRATIONS SUR LES LIGNES VAPEUR PRINCIPALES DU CIRCUIT SECONDAIRE**

Les mesures prises afin de réduire les charges vibratoires sur les lignes vapeur principales, telles que la bonne implantation des circuits et des équipements et le bon réglage des supports de tuyauterie, sont vérifiées par le contrôle des réponses vibratoires de ces équipements lors d'essais effectués dans des conditions de démarrage ou de service initial.

Ces essais visent à confirmer que ces circuits, composants et supports de tuyauterie ont été correctement conçus afin de supporter les charges dynamiques dues à l'écoulement vapeur dans les conditions de fonctionnement en régime transitoire et permanent prévues pendant l'exploitation.

Le programme d'essais comporte une liste de différents modes de fonctionnement, une liste d'emplacements sélectionnés pour l'inspection visuelle et les mesures, les critères d'acceptation, et les actions correctives possibles en cas d'apparition de toute vibration excessive. La méthodologie générale est basée sur la norme ASME OM3. Les mesures habituelles sont les vitesses maximales (ou les valeurs moyennes quadratiques) à mi-portée des secteurs de tuyauterie continus ou aux extrémités des sections de tuyauterie en porte-à-faux.

## **2. ESSAIS DE QUALIFICATION SISMIQUE DES ÉQUIPEMENTS MÉCANIQUES IMPORTANTS POUR LA SÛRETÉ**

L'opérabilité d'un équipement mécanique classé séisme SC1 (voir le sous-chapitre 3.2) doit être démontrée si l'équipement est considéré comme étant actif, i.e. tel qu'une fonction de sûreté repose sur son fonctionnement mécanique.

L'opérabilité des pompes de classe de conception et de réalisation Q2 et Q3, des vannes de classe de conception et de réalisation Q1, Q2 ou Q3, et de leurs commandes respectives, ainsi que des équipements manuels et auxiliaires essentiels de la chaudière nucléaire sera démontrée par le respect des critères précisés à la section 3.6.3. L'opérabilité des autres équipements mécaniques actifs classés SC1 sera démontrée aptes au service par des essais ou des analyses, ou une combinaison d'essais et d'analyses. Des procédures d'essai similaires aux procédures présentées au sous-chapitre 3.7 pour les matériels électriques seront utilisées afin de démontrer l'opérabilité d'un composant si celui-ci est d'une complexité mécanique ou structurelle telle que sa réponse ne peut pas être correctement prévue par voie analytique. Une analyse pourra être utilisée si l'équipement relève d'une modélisation ou d'une analyse dynamique.

L'intégrité structurale et la capacité fonctionnelle d'un équipement passif (i.e. non-actif) classé séisme SC1 seront démontrées de l'une des manières suivantes :

- par une analyse qui montre le respect des critères des contraintes applicables à la pièce ou à l'équipement particulier,
- ou,
- par un essai montrant que l'équipement conserve son intégrité structurale dans l'environnement simulé par l'essai.



### **3. RÉPONSE VIBRATOIRE SOUS ÉCOULEMENTS DES ÉQUIPEMENTS INTERNES DE CUVE**

Le retour d'expérience international montre que les vibrations des internes de cuve peuvent provenir :

- d'écoulements turbulents,
- d'interactions fluide-structure (telles qu'un détachement tourbillonnaire).

Les ondes acoustiques induites par exemple par les pompes primaires (fréquence de rotation, fréquence de passage des aubes) constituent théoriquement une source d'excitation vibratoire pour les internes de cuve. Elles ne jouent cependant qu'un rôle très limité dans la réponse vibratoire des internes pour les deux raisons suivantes :

- le niveau d'énergie des sources acoustiques est plus bas que celui dû aux turbulences,
- les fréquences des sources acoustiques sont élevées comparées à la plupart des fréquences de vibration des internes.

D'autre part, aucun problème dû à des sources acoustiques n'a été reporté pour des réacteurs à eau pressurisée.

L'excitation des structures internes de la cuve par l'écoulement du réfrigérant primaire est donc essentiellement aléatoire, due à des turbulences telles que par exemple la turbulence de l'écoulement descendant dans l'espace annulaire entre la cuve et l'enveloppe du cœur. Cette turbulence génère principalement une excitation basse fréquence car la densité spectrale des fluctuations de pression diminue rapidement avec la fréquence.

Pour cette raison le comportement vibratoire des équipements internes se situe principalement dans la gamme des basses fréquences (0 à 30 Hz). Les modes poutre de l'enveloppe du cœur se situent typiquement autour de 8 Hz. Les autres composants des équipements internes ont des fréquences de réponse plus élevées. Tous les niveaux de déplacement et de contrainte sont généralement très bas.

Les équipements internes de la cuve du réacteur EPR sont similaires à ceux des centrales à quatre boucles existant actuellement en France ou en Allemagne. Cependant, ils bénéficient de certaines évolutions qui peuvent modifier les vibrations dues à l'écoulement. Ces évolutions sont :

- l'augmentation de la section d'écoulement dans le collecteur annulaire entre la cuve et l'enveloppe du cœur,
- la modification du nombre et de la forme des supports radiaux inférieurs,
- la suppression de la structure d'instrumentation inférieure et l'installation d'un dispositif de distribution de l'écoulement,
- l'augmentation du nombre d'assemblages combustibles,
- le remplacement du cloisonnement par un réflecteur lourd,
- la modification de la conception et du nombre des guides de grappes,
- l'installation dans les équipements internes supérieurs des guides de l'instrumentation du cœur,
- la modification des conduits des thermocouples.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.6

SECTION : 3.6.4.1

PAGE : 6/7

STANDARD

Certains de ces changements (conception des guides de grappes, guides des thermocouples) ont déjà été mis en œuvre dans les centrales Konvoi de Siemens avec une très bonne expérience d'exploitation.

Afin de vérifier que ces changements n'engendrent pas de modifications dommageables de la réponse vibratoire des équipements internes, les essais suivants ont été réalisés sur maquettes :

1. Essais [ ] sur la maquette mécanique du même nom des équipements internes inférieurs (enveloppe de cœur, réflecteur lourd, fond support de cœur, système de distribution de débit), voir le paragraphe 2.1.2 du sous-chapitre 1.5.

L'objectif de ces essais était dans un premier temps la caractérisation des internes inférieurs en termes de raideur, de fréquences propres et de modes propres, au travers d'un programme mettant en scène ensemble ou séparément des répliques du réflecteur lourd, de l'enveloppe de cœur et du système de distribution de débit, en air et en eau calme.

Dans un second temps, la réponse vibratoire globale sous écoulement des internes inférieurs et les caractéristiques des sources d'excitation ont été mesurées dans des conditions de débit représentatives du fonctionnement.

Un modèle numérique a été utilisé afin de consolider, compléter et interpréter les résultats des essais.

Les résultats des essais et des calculs permettent de valider la conception des internes inférieurs de cuve du réacteur EPR.

2. Essais [ ] sur la maquette mécanique des guides de grappes avec les grappes de commande installées dans la boucle d'essai du même nom, voir le paragraphe 2.1.2 du sous-chapitre 1.5.

Les essais [ ] font partie du programme de qualification de la conception des guides de grappes. Ces essais ont été subdivisés en 3 phases :

- la phase 1 qui a permis d'optimiser et figer la conception du guide de grappe,
- la phase 2 durant laquelle des mesures d'amplitudes de vibrations, d'impacts des crayons de grappe, de pertes de charge et de traînées ont validé ces choix de conception,
- la phase 3 durant laquelle les vibrations sous écoulement du guide de grappe ont été mesurées. Les essais de fatigue accélérés qui ont ensuite été menés sur la base des amplitudes vibratoires mesurées en phase 2 concluent à l'absence de risque de fatigue vibratoire pour les guides de grappe.
- Une quatrième et dernière phase où les pertes de charge à travers les différents orifices de la plaque supérieure de cœur ont été mesurées (orifices libres ou surmontés d'une colonne normale) a permis de valider la conception des colonnes normales et LMP.

Ces essais valident le bon comportement vibratoire sous écoulement des internes de cuve.

## **4. ESSAIS VIBRATOIRES PRÉ-OPÉRATIONNELS SUR LES ÉQUIPEMENTS INTERNES DE CUVE**

1. Des essais pré-opérationnels de vibrations sous écoulement seront effectués sur chaque nouvel ensemble d'équipements internes. Ces essais se déroulent pendant les essais dits à froid et à chaud (essais de la chaudière avant mise en service et sans combustible). Il s'agit de la pratique standard pour les équipements internes de la cuve. Les essais seront réalisés avant le chargement du cœur, dans les conditions nominales de température et de pression avec les quatre pompes primaires en service. Pendant l'essai, les équipements internes seront soumis à des conditions plus sévères que celles de l'écoulement normal car les quatre pompes primaires seront en service sans la présence du cœur. La durée des essais sera d'au moins 240 heures ce qui permet d'atteindre environ  $10^7$  cycles de vibrations sur les éléments structurels principaux des internes. De plus, certaines phases de ces essais se dérouleront avec seulement un, deux et trois pompes en service.
2. Avant et après l'essai à chaud, un large programme d'inspection des équipements internes sera effectué. Ces inspections porteront spécialement sur les zones suivantes :
  - toutes les surfaces d'appui des équipements internes assurant le maintien en place de la structure du cœur,
  - les surfaces des internes en interfaces avec la cuve (supports latéraux et verticaux à l'intérieur),
  - les éléments filetés et les dispositifs d'arrêt correspondant, dont la défaillance pourrait nuire à l'intégrité structurale des équipements internes,
  - l'intérieur de la cuve sera également contrôlé avant et après l'essai fonctionnel à chaud, avec les équipements internes retirés. La vérification sera faite de l'état des surfaces de contact avec les internes (supports latéraux et verticaux à l'intérieur de la cuve), ainsi que de l'absence de pièces desserrées ou de corps étrangers.

Ce contrôle sera réalisé avec des moyens optiques appropriés. Les normes d'acceptation sont identiques à celles requises en atelier par les plans d'équipement et les spécifications d'équipement. Si aucun signe d'usure anormale ou de vibrations excessives n'est détecté, et si aucune modification structurale apparente ne se produit, les équipements internes seront considérés comme structurellement aptes au service.

Des mesures supplémentaires seront réalisées sur la tête de série du réacteur EPR lors de sa mise en service. Les principaux composants des équipements primaires seront équipés pendant les essais à chaud d'une instrumentation spécifique permettant la mesure de leur réponse vibratoire. Cette instrumentation sera retirée avant le chargement du cœur. L'objectif est de confirmer que le comportement vibratoire observé est cohérent avec les prédictions issues des essais sur maquette et des calculs.

## **5. ANALYSE DU COMPORTEMENT DYNAMIQUE DES ÉQUIPEMENTS INTERNES DANS UNE SITUATION HAUTEMENT IMPROBABLE**

Voir section 3.6.1.3.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOMMAIRE  
SOUS-CHAP : 3.7

**SOMMAIRE SOUS CHAPITRE 3.7**

**3.7 - QUALIFICATION DES EIPS POUR LEUR RÔLE DANS LA  
DÉMONSTRATION DE SÛRETÉ**

**3.7.0 - DÉMARCHE GÉNÉRALE DE QUALIFICATION DES EIPS**

**3.7.1 - QUALIFICATION DES EIPS AUX CONDITIONS ACCIDENTELLES**

**3.7.2 - DÉMARCHE DE QUALIFICATION DES EIPS VIS-À-VIS DES AGRESSIONS**

**3.7.3 - QUALIFICATION DES EIPS DU NOYAU DUR**

**3.7.4 - QUALIFICATION DES EIPR**



## SOMMAIRE

<b>3.7.2.DÉMARCHE DE QUALIFICATION DES EIPS VIS-À-VIS DES AGRESSIONS .....</b>	<b>3</b>
<b>1. DÉMARCHE GÉNÉRALE.....</b>	<b>3</b>
<b>1.1. EIPS CONCERNÉS .....</b>	<b>3</b>
<b>1.2. CONDITIONS D'AMBIANCE OU SOLLICITATIONS À PRENDRE EN COMPTE3</b>	<b>3</b>
<b>1.2.1. AGRESSIONS EXTERNES.....</b>	<b>3</b>
<b>1.2.2. AGRESSIONS INTERNES.....</b>	<b>3</b>
<b>1.3. VÉRIFICATION DE LA CAPACITÉ À ACCOMPLIR LES FONCTIONS</b>	<b>3</b>
<b>DEMANDÉES.....</b>	<b>4</b>
<b>1.4. DISPOSITIONS PRISES POUR GARANTIR LA PÉRENNITÉ DE LA</b>	<b>4</b>
<b>QUALIFICATION .....</b>	<b>4</b>
<b>2. DÉCLINAISON PAR AGRESSION .....</b>	<b>5</b>
<b>2.1. AGRESSIONS EXTERNES .....</b>	<b>5</b>
<b>2.1.1. SÉISME .....</b>	<b>5</b>
<b>2.1.2. CHUTE D'AVION ACCIDENTELLE .....</b>	<b>5</b>
<b>2.1.3. RISQUES LIÉS À L'ENVIRONNEMENT INDUSTRIEL ET AUX VOIES DE</b>	<b>6</b>
<b>COMMUNICATION - EXPLOSION EXTERNE.....</b>	<b>6</b>
<b>2.1.4. INONDATION EXTERNE .....</b>	<b>7</b>
<b>2.1.5. CONDITIONS CLIMATIQUES EXTRÊMES .....</b>	<b>7</b>
<b>2.1.6. Foudre ET DES INTERFÉRENCES ÉLECTROMAGNÉTIQUES (IEM) ..</b>	<b>8</b>
<b>2.1.7. AGRESSIONS SPÉCIFIQUES DE LA SOURCE FROIDE.....</b>	<b>9</b>
<b>2.2. AGRESSIONS INTERNES .....</b>	<b>9</b>
<b>2.2.1. FUITES ET RUPTURES DE TUYAUTERIES .....</b>	<b>9</b>
<b>2.2.2. RUPTURE DE RÉSERVOIRS, POMPES ET VANNES.....</b>	<b>10</b>
<b>2.2.3. MISSILES .....</b>	<b>10</b>
<b>2.2.4. COLLISION ET CHUTES DE CHARGE.....</b>	<b>11</b>
<b>2.2.5. EXPLOSION INTERNE .....</b>	<b>11</b>
<b>2.2.6. INCENDIE.....</b>	<b>12</b>
<b>2.2.7. INONDATION INTERNE .....</b>	<b>12</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.7

SECTION : 3.7.2

PAGE : 2/13

STANDARD

## **3.7.2.DÉMARCHE DE QUALIFICATION DES EIPS VIS-À-VIS DES AGRESSIONS**

### **1. DÉMARCHE GÉNÉRALE**

#### **1.1. EIPS CONCERNÉS**

Les EIPs susceptibles d'être concernés par la qualification aux conditions d'agression sont ceux :

- valorisés pour garantir le repli et le maintien en état sûr de la tranche et/ou pour limiter les rejets radioactifs suite à une situation d'agression et pouvant être affectés par l'agression,
- dont la robustesse est valorisée pour éviter qu'ils agressent un matériel à protéger,
- nécessaires pour contrôler les agressions internes et externes (équipements passifs ou actifs).

La démonstration de sûreté associée à chacune des agressions est traitée dans les sous-chapitres 3.3 et 3.4 du Rapport de Sûreté.

Parmi ces EIPs, certains doivent assurer leur fonction en situation d'agression dans des conditions d'ambiance ou de sollicitations différentes de celles qu'ils voient pendant le fonctionnement normal de la tranche. Dans ce cas, ces EIPs font l'objet d'une qualification particulière afin de garantir qu'ils sont aptes à remplir leurs fonctions dans ces conditions d'ambiance ou de sollicitations particulières (2ème cas présenté dans la section 3.7.0).

#### **1.2. CONDITIONS D'AMBIANCE OU SOLLICITATIONS À PRENDRE EN COMPTE**

Les conditions d'ambiance ou sollicitations à prendre en compte sont celles qui découlent des conditions d'environnement résultant des agressions internes et externes auxquelles les EIPs concernés sont soumis (cf. paragraphe 1.1).

##### **1.2.1. Agressions externes**

Pour les agressions externes, un cas de charge peut être défini. Les structures et équipements qui doivent y résister sont ensuite calculés à ce cas de charge. Les niveaux d'aléas à considérer sont définis dans chaque sous-chapitre agression (cf. sous-chapitre 3.3).

##### **1.2.2. Agressions internes**

Pour les bâtiments scindés en divisions, la conception des structures des bâtiments vise à circonscrire les conséquences de l'agression interne dans la division concernée. Les EIPs qui contribuent à l'atteinte de cet objectif doivent être qualifiés aux effets de l'agression interne considérée. La sollicitation à prendre en compte pour la qualification dépend du scénario d'agression vu par les EIPs (par exemple, une résistance à une hauteur d'eau donnée).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.7  
SECTION : 3.7.2  
PAGE : 4/13  
STANDARD

Dans les cas où la séparation physique n'est pas valorisée, un nombre suffisant de matériels permettant le repli et le maintien en état sûr et/ou limiter les rejets radioactifs doivent continuer à fonctionner en dépit de l'agression. Ils doivent donc être qualifiés aux effets de l'agression s'ils y sont soumis (par exemple, une résistance à l'aspersion). Comme pour les bâtiments scindés en division, certains EIPs peuvent être valorisés pour leur robustesse à l'agression ou pour contrôler l'agression. Ils doivent donc être qualifiés en conséquence s'ils subissent les effets de l'agression.

Les scénarios associés aux agressions internes sont définis dans chaque sous-chapitre agression (cf. sous-chapitre 3.4).

### **1.3. VÉRIFICATION DE LA CAPACITÉ À ACCOMPLIR LES FONCTIONS DEMANDÉES**

Les méthodes suivantes sont utilisées pour prouver la capacité de l'EIPs à accomplir sa fonction dans les conditions d'ambiance ou sous sollicitations résultantes de l'agression :

- qualification par essais : Elle consiste à soumettre un matériel ou produit « modèle » représentatif du matériel installé sur site, aux chargements représentatifs des conditions de fonctionnement dans lesquelles il doit remplir sa fonction de sûreté (par exemple, résistance au feu). Ces essais sont réalisés conformément à des spécifications techniques.
- qualification par analyse : Elle consiste à démontrer par calcul, par expérience d'exploitation, par analogie ou par des méthodes mixtes la bonne qualification d'un équipement (cf. section 3.7.1 du RDS).

Les normes et spécifications techniques européennes, normes françaises et internationales, codes de conception et construction peuvent régir la conception et la fabrication des EIPs.

### **1.4. DISPOSITIONS PRISES POUR GARANTIR LA PÉRENNITÉ DE LA QUALIFICATION**

La qualification initiale vise à démontrer que l'EIPs répond aux exigences de sûreté. Elle doit être préservée tout au long de la vie de l'installation, tant au cours de la fabrication en usine des matériels de la série, que lors du montage ou de l'exploitation sur site afin d'assurer la pérennité de la qualification.

Les spécifications techniques d'EDF visent à préciser les exigences de fabrication des EIPs en lien avec les exigences qui lui sont applicables. Les EIPs sont fabriqués conformément à ces spécifications techniques par des fournisseurs jugés aptes à répondre au besoin exprimé.

La pérennité de la qualification est ensuite préservée lors des phases d'installation et de montages sur site. Des contrôles sont effectués afin de garantir la conformité des produits aux exigences contractuelles. EDF exerce ensuite sa surveillance sur les travaux et essais réalisés sur le site par ses prestataires. En complément des contrôles de fin de montage, certains équipements feront l'objet de revues de conformité sur site afin de vérifier la conformité de l'installation avant démarrage.

En exploitation, la pérennité de la qualification est assurée par le suivi effectué par EDF sur l'installation et qui se traduit par la mise en place de programmes de maintenances adaptés à la nature et à la typologie des équipements ou par la réalisation d'essais.



## 2. DÉCLINAISON PAR AGRESSION

### 2.1. AGRESSIONS EXTERNES

#### 2.1.1. Séisme

Les spectres sismiques retenus pour la qualification sont définis dans la section 3.3.2 du rapport de sûreté.

Du fait du caractère global de l'agression, l'ensemble des EIPs valorisés en cas d'agression séisme (cf. section 3.3.2 du Rapport de Sûreté) sont redevables d'une qualification (EIPs cibles à protéger ou potentiellement agresseurs).

Principaux EIPs concernés	Fonction demandée en situation d'agression	Méthode de qualification
Equipements dont le maintien de la capacité fonctionnelle ou de l'intégrité est nécessaire (dont ceux présentant un risque d'inondation ou d'explosion dont l'intégrité en cas de séisme est valorisée)	Capacité fonctionnelle ou intégrité	Essai sur matériel type en usine ou laboratoire ou calcul
Equipements actifs dont l'opérabilité est valorisée	Cf. section 3.7.1	
Bâtiments devant abriter des matériels à protéger	Cf. sous-chapitre 3.5	
Equipements présentant un risque d'agression par choc (suite à une chute ou basculement) d'un EIPs à protéger	Stabilité	Calcul a minima
Protections valorisées contre la chute ou le basculement de matériels non classés	Protection de la cible	Calcul
Bâtiments ne devant pas agresser des EIPs à protéger	Stabilité d'ensemble	Calcul
Matériels en limite de volumes de feu de sûreté garantissant la sectorisation incendie	Maintien en place et en bon état pour maintenir les caractéristiques de tenue au feu	Essai sur matériel type en usine ou laboratoire ou calcul
Portes, calfeutrements de traversées, valorisés pour éviter la propagation d'une inondation	Maintien en bon état pour maintenir les caractéristiques d'étanchéité à l'eau	Essai sur matériel type en usine ou laboratoire

#### 2.1.2. Chute d'avion accidentelle

Les cas de charge pris en compte pour le dimensionnement de la protection de l'installation contre les chutes d'avion sont présentés dans la section 3.3.3 du Rapport de Sûreté.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.7  
SECTION : 3.7.2  
PAGE : 6/13  
STANDARD

Les EIPs valorisés pour garantir le repli et le maintien en état sûr de la tranche suite à une chute d'avion (et les bâtiments les protégeant) sont redevables d'une qualification (cf. section 3.3.3 du Rapport de Sûreté).

Principaux EIPs concernés	Fonction demandée en situation d'agression	Méthode de qualification
Equipements nécessaires en cas de chute d'avion (pour garantir le repli et le maintien en état sûr de la tranche ou appartenant à une disposition agression)	Opérabilité, intégrité ou maintien de la capacité fonctionnelle	Calcul
Bâtiments (ou parties de bâtiments) abritant des cibles à protéger vis-à-vis de la chute d'avion	Cf. sous-chapitre 3.5 du Rapport de Sûreté	

### 2.1.3. Risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication - explosion externe

Concernant l'explosion externe, le cas de charge standard représentatif de l'onde incidente, retenue pour le dimensionnement, est défini dans la section 3.3.4 du Rapport de Sûreté.

Les EIPs valorisés pour protéger les cibles de sûreté de l'agression (cf. section 3.3.4) sont redevables d'une qualification. Dans le cas où le matériel cible n'est pas protégé par des EIPs, l'équipement cible doit lui-même résister aux effets de l'agression et est donc lui-même redevable d'une qualification.

Aucun EIPs en particulier n'est valorisé pour la gestion du risque d'incendie hors du site ou pour les mouvements de gaz toxiques, corrosifs ou radioactifs.

Principaux EIPs concernés	Fonction demandée en situation d'agression	Méthode de qualification
Portes situées en limite de la zone de protection contre l'onde de pression	Résistance à l'onde de pression empêchant la propagation de l'onde de pression dans la zone à protéger	Calcul
Calfeutrement situés en limite de la zone de protection contre l'onde de pression	Résistance à l'onde de pression empêchant la propagation de l'onde de pression dans la zone à protéger	Analyse
Clapets anti-souffle et autres équipements empêchant la propagation de l'onde de pression à l'intérieur du bâtiment	Opérabilité et/ou résistance à l'onde de pression	Essai sur matériel type en usine ou laboratoire ou analyse
Bâtiments abritant des cibles à protéger vis-à-vis de l'explosion externe	Cf. sous-chapitre 3.5 du Rapport de Sûreté	
Equipements à protéger vis-à-vis de l'explosion externe soumis à l'onde de surpression	Résistance à l'onde de pression garantissant le bon fonctionnement de l'équipement	Calcul



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.7  
SECTION : 3.7.2  
PAGE : 7/13  
STANDARD

#### 2.1.4. Inondation externe

Les différents aléas à considérer sont définis dans la section 3.3.5 du Rapport de Sûreté.

Les EIPs valorisés pour garantir le repli et le maintien en état sûr de la tranche suite à une inondation externe sont généralement situés dans les bâtiments classés de sûreté, protégés d'une entrée d'eau grâce à la protection volumétrique. Les éléments constitutifs de la protection volumétrique sont redevables d'une qualification. Les EIPs valorisés pour la gestion de l'inondation externe suite à séisme sont traités dans le paragraphe 2.1.1.

Principaux EIPs concernés	Fonction demandée en situation d'agression	Méthode de qualification
Calfeutrements des traversées, joints inter-bâtiments faisant partis de la protection volumétrique	Tenue à la hauteur de colonne d'eau définie en fonction du scénario vu par l'EIPs	Essai sur matériel type en usine ou laboratoire
Bâtiments abritant des matériels à protéger vis-à-vis de l'inondation externe	Cf. sous-chapitre 3.5 du Rapport de Sûreté	
Digue du canal d'aménée	Tenue de la digue permettant une protection suffisante du site en cas de houle	Calcul de tenue de la digue à la houle et essais en laboratoire

#### 2.1.5. Conditions climatiques extrêmes

Les différents aléas à considérer et les cas de charge relatifs aux agressions climatiques sont définis dans la section 3.3.6 du Rapport de Sûreté. Les parades valorisées vis-à-vis de cette agression sont présentées dans la section 3.3.6 du Rapport de Sûreté.

##### 2.1.5.1. Grand froid, canicule, neige et vent

Ces agressions sont prises en compte pour le dimensionnement des bâtiments classés de sûreté. Les EIPs valorisés en situation d'agression grand froid sont redevables d'une qualification pour garantir leur aptitude à fonctionner dans la plage de température ambiante potentiellement subie par le matériel.

Principaux EIPs concernés	Fonction demandée en situation d'agression	Méthode de qualification
Bâtiments classés de sûreté	Cf. sous chapitre 3.5 du Rapport de Sûreté	
Calorifugeages	Isolation thermique	Conception selon la norme adaptée
Matériels actifs valorisés en agression grand froid	Aptitude à fonctionner dans la plage de température ambiante	Analyse a minima



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.7  
SECTION : 3.7.2  
PAGE : 8/13  
STANDARD

### 2.1.5.2. PGVE

Pour l'agression « projectiles générés par le vent », la plupart des matériels à protéger sont situés à l'intérieur des bâtiments classés de sûreté. Pour les matériels cibles situés en extérieur, leur tenue intrinsèque ou celles de leurs protections est valorisée.

Principaux EIPs concernés	Fonction demandée en situation d'agression	Méthode de qualification
Bâtiments classés de sûreté	Cf. sous chapitre 3.5 du Rapport de Sûreté	
Portes, grilles, structures de protection des échappements diesels	Tenue structurelle	Calcul
Equipements cibles situés en extérieur (grilles de pré-filtration, silencieux VDA...)	Maintien de la fonction	Calcul

### 2.1.6. Foudre et des interférences électromagnétiques (IEM)

La caractérisation de l'agression foudre est donnée dans la section 3.3.7 du Rapport de Sûreté.

Les EIPs valorisés pour protéger les cibles de sûreté de l'agression (cf. section 3.3.7) sont redevables d'une qualification. Dans le cas où le matériel cible n'est pas protégés par des EIPs, l'équipement cible doit lui-même résister aux effets de l'agression et est donc lui-même redevable d'une qualification.

Principaux EIPs concernés	Fonction demandée en situation d'agression	Méthode de qualification
Cage maillée des bâtiments abritant des cibles à protéger vis-à-vis de la foudre et réseau de terre (dont les chambres de contrôle assurant l'interconnexion du système de capture avec le réseau enterré)	Evacuation de l'énergie générée par un impact de foudre	Dimensionnement suivant la norme NF EN 62561 ou EN 62305-3 Contrôle de la continuité du ferrailage via des spécifications de mise en œuvre ou mesures
Eléments de captures (Paratonnerres et conducteurs de descente)	Evacuation de l'énergie générée par un impact direct de foudre	Dimensionnement selon la norme NF EN 62561
Parafoudres	Limitation des surtensions et écoulement des courants de foudre	Dimensionnement selon la norme NF EN 61643 (parafoudres sur les liaisons basses et très basses tensions) et NF EN 60099 (parafoudres haute tension)
Matériels électriques ou électroniques à protéger d'une perturbation électromagnétique	Aptitude à fonctionner sans dégradation de qualité en présence d'une perturbation électromagnétique	Essais selon les normes CEI 61000-4-5, 61000-4-12 et 61000-4-18.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.7  
SECTION : 3.7.2  
PAGE : 9/13  
STANDARD

### 2.1.7. Agressions spécifiques de la source froide

Des dispositifs de filtration sont valorisés pour protéger les matériels cibles vis-à-vis de l'agression « Arrivée Massive de Colmatant » (cf. section 3.3.8. du Rapport de Sûreté). Ces équipements sont soumis en situation d'agression à des sollicitations mécaniques plus importantes qu'en fonctionnement normal. La tenue structurelle des organes de filtrations (filtres et grilles de pré-filtration) est garantie jusqu'à un niveau de perte de charge correspondant au déclenchement des pompes de production. Les organes de filtrations doivent donc être qualifiés afin de garantir leur tenue structurelle jusqu'à ce niveau de perte de charge.

Principaux EIPs concernés	Fonction demandée en situation d'agression	Méthode de qualification
Filtres et grilles de pré-filtrations	Tenue structurelle à la perte de charge générée par une arrivée massive de colmatants	Calcul

## 2.2. AGRESSIONS INTERNES

### 2.2.1. Fuites et ruptures de tuyauteries

Les parades valorisées vis-à-vis de cette agression sont présentées dans la section 3.4.2 du Rapport de Sûreté. Les EIPs suivants sont valorisés pour la gestion de l'agression fuite et rupture de tuyauterie et sont à ce titre redevables d'une qualification particulière :

- EIPs dont la robustesse est valorisée pour éviter ou limiter l'agression de matériels cibles en limitant les effets des forces d'effets de jets, de fouettement de tuyauterie, de réaction, d'onde de pression et de débit d'une RTHE (ex : dispositifs anti fouettement, supports et points fixes),
- EIPs dont l'intégrité et la capacité fonctionnelle doit être maintenue pour :
  - éviter la propagation de pression dans des locaux non dimensionnés à la tenue aux surpressions (ex : porte, traversée enceinte),
  - pour abaisser la température et/ou la pression dans les locaux (par exemple : Membranes d'éclatement, disques de ruptures).
- EIPs dont l'opérabilité doit être assurée en présence de conditions de pressions et températures dégradées.

Les EIPs valorisés pour la gestion des conséquences de la fuite (inondation) de tuyauteries sont traités dans le paragraphe 2.2.7.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.7  
SECTION : 3.7.2  
PAGE : 10/13  
STANDARD

Principaux EIPs concernés	Fonction demandée en situation d'agression	Méthode de qualification
Equipements actifs soumis à des conditions de pressions et températures	Opérabilité	Cf. qualification aux conditions d'ambiance accidentelle (section 3.7.1.)
Portes	Maintien de l'intégrité et résistance aux forces de pression	Calcul
	Evacuation de la pression	Essai sur matériel type en usine ou laboratoire
Dispositifs anti fouettement, supports et points fixes	Tenue aux efforts dus aux forces de fouettement	Calcul
Membranes d'éclatement, disques de convection et de ruptures	Effacement sous la pression ou la température	Calcul
Traversées enceinte haute énergie EPP (double-enveloppe)	Maintien de l'intégrité et tenue aux efforts associés à la RTHE pour éviter la pressurisation et/ou la montée en température dans le HRB	Calcul
Trémies et calfeutrement de traversées	Maintien de l'intégrité sous pression et tenue aux forces de surpression	Essai sur matériel type en usine ou laboratoire
	Evacuation de la pression	Calcul hydraulique
Joints	Maintien de l'intégrité sous pression et tenue aux forces de surpression	Essai sur matériel type en usine ou laboratoire

### 2.2.2. Rupture de réservoirs, pompes et vannes

Cette agression est traitée dans la section 3.4.3 du Rapport de Sûreté. Les conséquences des ruptures de ces équipements sont traitées dans les sections 3.4.4 pour le risque missile et 3.4.8 pour le risque d'inondation induite. La qualification des EIPs nécessaires pour la gestion de cette agression est traitée aux paragraphes 2.2.3 et 2.2.7.

### 2.2.3. Missiles

Les parades valorisées vis-à-vis de cette agression sont présentées dans la section 3.4.4. du Rapport de Sûreté.

Les barrières et les structures dont la résistance aux missiles est valorisée doivent être conçues pour résister à l'impact du missile afin d'éviter des dommages sur les EIPs à protéger. A ce titre, ces structures doivent être qualifiées pour résister à l'énergie cinétique reçue par l'émission d'un missile donné. Les équipements valorisés pour la gestion de l'agression « missiles » peuvent être soumis à la même ambiance que suite à une RTHE. Cette situation est traitée au paragraphe 2.2.1.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.7  
SECTION : 3.7.2  
PAGE : 11/13  
STANDARD

Principaux EIPs concernés	Fonction demandée en situation d'agression	Méthode de qualification
Barrières et structures valorisées pour la protection contre les missiles	Non perforation	Calcul

#### 2.2.4. Collision et chutes de charge

Les parades valorisées vis-à-vis de cette agression sont présentées dans la section 3.4.5 du Rapport de Sûreté. Les systèmes ou structures valorisés doivent résister à la force de tamponnement ou de chute et doivent être qualifiés.

Principaux EIPs concernés	Fonction demandée en situation d'agression	Méthode de qualification
Structures bétons et autres équipements valorisés pour limiter une zone de survol	Résistance à la force de tamponnement et de chute	Calcul

#### 2.2.5. Explosion interne

Les parades valorisées vis-à-vis de cette agression sont présentées dans la section 3.4.6 du Rapport de Sûreté.

Une explosion interne peut être générée par un défaut intrinsèque d'une bouteille de gaz sous pression ou par un dégagement au niveau d'un organe à caractère démontable sur un circuit à risque explosion. Elle peut être également générée par une agression de capacité sous pression par un incendie ou suite à une agression de circuit à risque par séisme, incendie, rupture de tuyauterie haute énergie, projectiles générés par le vent ou foudre. Dans ce cas, la qualification des EIPs valorisés pour éviter une explosion induite est traitée dans les paragraphes où sont traitées les agressions à l'origine de l'explosion (cf. paragraphe 2.1.1 pour l'agression séisme, cf. paragraphe 2.1.5.2 pour l'agression PGVE, cf. paragraphe 2.1.6 pour l'agression foudre, cf. paragraphe 2.2.1 pour l'agression RTHE et cf. paragraphe 2.2.6 pour l'agression incendie). Dans le cas d'une explosion avérée, la tenue structurelle des éléments garantissant l'absence de propagation à un autre train (dont les éléments de sectorisation de sûreté incendie) doit être garantie. A ce titre, ces EIPs doivent être qualifiés vis-à-vis de cette sollicitation.

L'onde générée par l'explosion d'un cadre d'hydrogène est couverte par l'onde de référence retenue pour l'agression explosion externe (cf. paragraphe 2.1.3).

Principaux EIPs concernés	Fonction demandée en situation d'agression	Méthode de qualification
Eléments garantissant l'absence de propagation de l'onde d'explosion à un autre train et éléments de sectorisation de sûreté incendie exposés à une explosion interne	Maintien de l'intégrité et de la stabilité des éléments	Calcul



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.7  
SECTION : 3.7.2  
PAGE : 12/13  
STANDARD

### 2.2.6. Incendie

Les parades valorisées vis-à-vis de cette agression sont présentées dans la section 3.4.7 du Rapport de Sûreté.

Les EIPs valorisés pour éviter la propagation d'un incendie à plusieurs volumes de feu de sûreté ou pour protéger d'autres EIPs (cf. section 3.4.7 du Rapport de Sûreté) sont redevables d'une qualification particulière de résistance au feu.

Principaux EIPs concernés	Fonction demandée en situation d'agression	Méthode de qualification
Portes, joints, calfeutrements de travées, siphons de sol, chatières, gaines de ventilation en limite de volume de feu de sûreté, soustracteurs de charge calorifique.	Résistance au feu	Essais sur matériels type en usine ou laboratoire
Enveloppes fonctionnelles de chemin de câbles, caissons coupe-feu	Résistance au feu garantissant le fonctionnement des matériels protégés	Essais sur matériels type en usine ou laboratoire
Voiles bétons et structures métalliques en limites de volume de feu de sûreté	Résistance au feu	Cf. Sous-chapitre 3.5. du RDS
Clapets coupe-feu	Opérabilité en cas d'incendie et résistance au feu	Essais sur matériels type en usine ou laboratoire
Détecteurs incendie	Opérabilité en cas d'incendie	Conception selon la norme adaptée

### 2.2.7. Inondation interne

Les parades valorisées vis-à-vis de cette agression sont présentées dans la section 3.4.8 du Rapport de Sûreté.

Dans les bâtiments scindés en division, des EIPs sont valorisés pour éviter la propagation d'une inondation à plusieurs trains de sûreté. Le requis en terme de qualification peut se traduire par une étanchéité à une hauteur d'eau qui dépend du scénario d'inondation.

Lorsque le bâtiment n'est pas scindé en division ou lorsque cette séparation n'est pas suffisante pour garantir les objectifs de sûreté, une résistance des EIPs à l'aspersion ou à l'immersion peut être valorisée.

Les équipements actifs valorisés pour arrêter une inondation sont généralement situés en dehors de la zone inondable considérée. Les capteurs de détection d'une inondation peuvent subir une aspersion et sont donc redevables d'une qualification.

Les scénarios d'inondation interne et les EIPs valorisés sont présentés dans la section 3.4.8 du Rapport de Sûreté.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.7  
SECTION : 3.7.2  
PAGE : 13/13  
STANDARD

<b>Principaux EIPs concernés</b>	<b>Fonction demandée en situation d'agression</b>	<b>Méthode de qualification</b>
Portes, joints, calfeutrements de traversées, trémies, siphons de sol	Tenue à la hauteur de colonne d'eau en fonction du scénario	Contrôle par essai sur matériel type en usine ou laboratoire
Seuils	Eviter la propagation d'une inondation entre deux zones	Calcul
Matériels électromécaniques devant résister à l'aspersion	Opérabilité	Conception selon la norme CEI60529 ou qualification aux conditions accidentelles (cf. section 3.7.1)
Membrane d'éclatement	Effacement sous la pression de la hauteur de colonne d'eau	Calcul hydraulique



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.7  
SECTION : 3.7.4  
PAGE : 1/4  
STANDARD

**SOMMAIRE**

**3.7.4.QUALIFICATION DES EIPR..... 3**

**LISTE DES REFERENCES ..... 4**



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.7  
SECTION : 3.7.4  
PAGE : 2/4  
STANDARD



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.7

SECTION : 3.7.4

PAGE : 3/4

STANDARD

### 3.7.4.QUALIFICATION DES EIPR

Selon les conclusions du sous-chapitre 3.8 (Risques classiques d'origine non nucléaire), seul le scénario de déversement de substances liquides nécessite la mise en place de moyen de maîtrise des risques classiques (EIPR). Les EIPR de Flamanville 3 peuvent être catégorisés en deux familles :

- puisards et rétentions ultimes,
- accessoires en limite de rétentions ultimes, assurant la fonction de confinement en cas de déversement accidentel de substances dangereuses et/ou radioactives.

La qualification des EIPR de l'EPR de Flamanville 3 est démontrée par les contrôles effectués dans le cadre de l'application de la décision n°2013-DC-0360 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 16 juillet 2013 relative à la maîtrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement des installations nucléaires de base [1].

Ces contrôles garantissent la conformité des EIPR de l'EPR de Flamanville 3 par rapport aux exigences de cette décision, notamment :

- Exigences de conception :
  - Le dimensionnement adéquat des rétentions (article 4.3.1, II),
  - Le maintien fermé des dispositifs de vidange des capacités de rétention (article 4.3.1, V),
  - La résistance physique des rétentions (article 4.3.1, VI),
  - L'étanchéité des contenants doit pouvoir être contrôlée (article 4.3.1, VII),
  - Le respect des règles d'association à une même capacité de rétention pour les substances dangereuses incompatibles entre elles (article 4.3.1, VIII),
- Exigences d'exploitation :
  - Le maintien des volumes de rétention disponibles (article 4.3.1, III),
  - Le maintien des rétentions suffisamment propres et étanches (article 4.3.1, IV),
  - L'étanchéité des contenants doit pouvoir être contrôlée (article 4.3.1, VII),
  - L'étanchéité ou la collecte d'éventuelles fuites de toutes les canalisations de transfert des effluents (article 2.3.1),
  - Les contrôles et la maintenance des éléments importants pour la protection (article 4.3.4, I et II).

La documentation d'exploitation permet de justifier la pérennité de la qualification en exploitation. La fabrication, l'installation et la mise en service de l'EIPR s'appuient sur des spécifications techniques générales rédigées par EDF et relatives à un type d'équipement (ex : vanne).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.7  
SECTION : 3.7.4  
PAGE : 4/4  
STANDARD

**LISTE DES REFERENCES**

- [1] Décision n°2013-DC-0360 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 16 juillet 2013 relative à la maîtrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement des installations nucléaires de base



## SOMMAIRE

<b>3.9. ACCESSIBILITÉ POST-ACCIDENTELLE COURT ET MOYEN TERME.....</b>	<b>3</b>
<b>0. OBJECTIF DE SÛRETÉ.....</b>	<b>3</b>
<b>1. PRISE EN COMPTE DE L'ACCESSIBILITÉ À LA CONCEPTION.....</b>	<b>3</b>
<b>2. VÉRIFICATION DE L'ACCESSIBILITÉ DES ACTIONS MANUELLES LOCALES</b>	
<b>REQUISES À COURT ET MOYEN TERME EN SITUATIONS ACCIDENTELLES.....</b>	<b>4</b>
<b>2.1. MÉTHODOLOGIE DE VÉRIFICATION / RÈGLES D'ÉTUDES.....</b>	<b>4</b>
<b>2.1.1. IDENTIFICATION DES ACTIONS LOCALES.....</b>	<b>4</b>
<b>2.1.2. CONDITIONS D'AMBIANCE SUSCEPTIBLES D'ÊTRE RENCONTRÉES</b>	<b>4</b>
<b>2.1.3. CRITÈRES D'ACCESSIBILITÉ ASSOCIÉS AUX CONDITIONS</b>	
<b>D'AMBIANCE .....</b>	<b>6</b>
<b>2.1.4. ANALYSE DES CHEMINEMENTS ET DE LEUR VIABILITÉ.....</b>	<b>6</b>
<b>2.1.5. ANALYSE DE L'ACCESSIBILITÉ VIS-À-VIS DES CONDITIONS</b>	
<b>D'AMBIANCE RADIOLOGIQUE .....</b>	<b>6</b>
<b>2.2. RÉSULTATS DES ÉTUDES D'ACCESSIBILITÉ POST-ACCIDENTELLE COURT</b>	
<b>TERME ET MOYEN TERME .....</b>	<b>7</b>
<b>2.2.1. ANALYSE DES CHEMINEMENTS .....</b>	<b>7</b>
<b>2.2.2. ANALYSE DE LA FAISABILITÉ DES ACTIONS MANUELLES LOCALES</b>	
<b>VIS-À-VIS DES CONDITIONS D'AMBIANCE RADIOLOGIQUE .....</b>	<b>7</b>
<b>3. CONCLUSION .....</b>	<b>8</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.9

SECTION : -

PAGE : 2/8

STANDARD



## **3.9. ACCESSIBILITÉ POST-ACCIDENTELLE COURT ET MOYEN TERME**

### **0. OBJECTIF DE SÛRETÉ**

Dans certaines situations identifiées dans le chapitre 15 (transitoires PCC), dans le sous-chapitre 19.1 (transitoires RRC-A) ou dans le sous-chapitre 19.2 (situation d'accident grave), des actions manuelles locales court terme et moyen terme sont identifiées comme participant à la mitigation de ces situations.

L'objet de ce sous-chapitre est de montrer que, malgré d'éventuelles conditions d'ambiance dégradées dans les locaux de l'installation ou sur le site, l'accessibilité est vérifiée pour ces actions manuelles locales.

L'accessibilité post accidentelle pour les actions à long terme est traitée dans le sous-chapitre 12.5 du rapport de sûreté.

### **1. PRISE EN COMPTE DE L'ACCESSIBILITÉ À LA CONCEPTION**

Lors de la conception, des dispositions de conception et d'installation sont mises en œuvre pour faciliter l'accessibilité dans les locaux :

- Les bâtiments possèdent plusieurs accès.
- Les escaliers des bâtiments sont encloués.
- A chaque niveau, les couloirs distribuent un accès direct aux locaux.
- Les organes à manœuvrer en local ne sont pas installés directement dans les locaux contenant des circuits véhiculant du fluide primaire.
- Les cellules électriques sont conçues pour être actionnées en local si nécessaire par une boîte à bouton.
- Les équipements sont pourvus d'un marquage permettant leur identification rapide.





## **2. VÉRIFICATION DE L'ACCESSIBILITÉ DES ACTIONS MANUELLES LOCALES REQUISES À COURT ET MOYEN TERME EN SITUATIONS ACCIDENTELLES**

### **2.1. MÉTHODOLOGIE DE VÉRIFICATION / RÈGLES D'ÉTUDES**

#### **2.1.1. Identification des actions locales**

Les fonctions de sûreté à mettre en œuvre pour la gestion des situations incidentelles / accidentelles du chapitre 15 et des sous-chapitres 19.1 et 19.2 sont celles définies dans le sous-chapitre 3.2 du RDS.

Certaines de ces fonctions s'appuient sur des actions manuelles locales ne pouvant pas être initiées à partir de la salle de commande. Il s'agit d'actions opérateurs qui doivent être réalisées directement auprès d'organes mécaniques ou électriques à l'extérieur de la salle de commande.

L'identification des actions manuelles locales est issue de la liste des fonctions de sûreté.

#### **2.1.2. Conditions d'ambiance susceptibles d'être rencontrées**

Les conditions d'ambiance pouvant être générées par une situation accidentelle et susceptibles d'empêcher la réalisation d'une action manuelle locale sont les suivantes :

- Conditions d'ambiance radiologique dans les locaux de l'îlot nucléaire et sur le site

Des conditions d'ambiance radiologiques dégradées peuvent survenir dans les locaux de l'îlot nucléaire et/ou sur le site lorsque :

- une situation accidentelle associée à la chaudière est susceptible de conduire à une dégradation du combustible et/ou à une perte d'intégrité d'un circuit contenant du fluide primaire,
- une situation accidentelle associée au combustible en piscine de désactivation est susceptible de conduire à l'ébullition de la piscine BK ou à la vidange partielle de la piscine BK,
- une situation accidentelle associée au combustible dans le BK est susceptible de conduire à un accident de manutention.

Les ambiances radiologiques dans les bâtiments périphériques au BR et sur le site sont définies par les débits de dose efficaces par inhalation et par les débits d'équivalent de dose reçus par un travailleur.

Les débits d'équivalent de dose reçus par un travailleur sont la somme de trois voies d'exposition :

- débits d'équivalent de dose par exposition au panache radioactif,
- débits d'équivalent de dose par exposition au dépôt radioactif,
- débits d'équivalent de dose par irradiation directe d'un équipement véhiculant ou stockant un fluide contaminé.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.9

SECTION : -

PAGE : 5/8

STANDARD

La détermination des débits d'équivalent de dose liés à l'irradiation directe d'un équipement véhiculant ou stockant un fluide contaminé repose sur la connaissance de l'activité de ces circuits ou équipements (en particulier du circuit primaire).

La détermination des débits d'équivalent de dose liés au rayonnement direct du combustible dans la piscine de désactivation repose sur la hauteur de la lame d'eau encore présente au dessus des assemblages en cas de vidange partielle.

Pour l'exposition au panache radioactif dans le cadre d'une situation accidentelle intervenant dans le BR, la détermination des débits de dose liés à la phase gazeuse de l'enceinte et son transfert aux bâtiments périphériques dans les locaux est menée selon 3 étapes :

- Etape 1 : détermination des activités  $A(i, t)$  des radionucléides  $i$  présents dans le réfrigérant primaire dans les états stables et lors des transitoires de puissance pour les situations accidentelles sans rupture de gaine ou détermination des activités des radionucléides présents dans le cœur du réacteur dans les situations accidentelles avec rupture de gaines ou fusion du combustible (détermination de l'inventaire cœur à un temps  $t$  après la chute des barres),
- Etape 2 : Transfert des activités : estimation de la migration des radionucléides  $i$  depuis le réfrigérant primaire voire directement depuis le cœur vers les locaux dont l'accessibilité est recherché,
- Etape 3 : Transport rayonnement : estimation des débits de dose générés dans les bâtiments périphériques et sur le site par irradiation interne et/ou externe par le radionucléide  $i$ .

Les hypothèses retenues à chacune des étapes reposent sur :

- les données de fonctionnement des ventilations,
- des approches conservatives en conformité avec la méthodologie de calcul des conséquences radiologiques,
- des approches réalistes du transfert des produits de fission du cœur vers les bâtiments périphériques, en particulier de la répartition des fuites gazeuses de l'enceinte,
- des hypothèses réalistes de la contamination des bâtiments périphériques et du site.

- Conditions d'ambiance liées à la perte d'intégrité d'un circuit fluide situé en dehors du bâtiment réacteur

Plusieurs transitoires postulent des brèches de circuit en dehors du bâtiment réacteur qui peuvent conduire à des relâchements d'eau et/ou à des augmentations de pression et température dans les locaux.

Les études d'inondation induite par PCC (sous-chapitre 3.4 du RDS) identifient les éventuels locaux affectés en dehors du bâtiment réacteur par l'inondation ainsi que l'évaluation de la hauteur d'eau correspondante.

Les études RTHE induite par PCC (sous-chapitre 3.4 du RDS) identifient les éventuels locaux affectés en dehors du bâtiment réacteur par des effets de pression et/ou de température.

- Conditions d'ambiance liées à l'ébullition de la piscine de désactivation

En cas d'ébullition de la piscine de désactivation du combustible, des conditions dégradées en pression et température peuvent apparaître dans le hall de la piscine.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.9

SECTION : -

PAGE : 6/8

STANDARD

### **2.1.3. Critères d'accessibilité associés aux conditions d'ambiance**

#### Ambiance radiologique

Le cadre réglementaire relatif à la radioprotection sur lequel est basé la conception de l'EPR est rappelé dans le chapitre 12 du RDS.

Les situations d'exposition durable et les situations d'urgence radiologique sont définies dans le sous-chapitre 12.5 du RDS.

L'analyse de l'accessibilité post-accidentelle des actions locales requises à court et moyen terme en PCC et RRC-A est faite sur la base d'une dose totale pouvant être reçue par un opérateur de 20 mSv (situation d'exposition durable – voir sous-chapitre 12.5).

L'analyse de l'accessibilité post-accidentelle des actions locales requises à court et moyen terme en accident grave est faite sur la base d'une dose totale pouvant être reçue par un opérateur de 100 mSv (situation d'urgence radiologique – voir sous-chapitre 12.5).

#### Ambiance liée à la perte d'intégrité d'un circuit fluide situé en dehors du bâtiment réacteur

Lorsqu'un local est affecté par le relâchement d'eau en dehors du bâtiment réacteur (inondation induite par PCC/RRC), il reste accessible si la hauteur d'eau est inférieure ou égal à 10cm.

Lorsqu'un local est affecté par une augmentation en pression et/ou en température, le local est considéré non accessible.

#### Ambiance liée à l'ébullition piscine

En cas d'ébullition piscine, le hall de la piscine de désactivation est considéré non accessible.

### **2.1.4. Analyse des cheminements et de leur viabilité**

Pour chaque organe à manœuvrer dans le cadre d'une action locale manuelle, une analyse est menée afin de vérifier qu'il existe au moins un cheminement accessible vis-à-vis des conditions d'ambiance liées à la perte d'intégrité d'un circuit fluide situé en dehors du bâtiment réacteur et des conditions d'ambiance liées à l'ébullition piscine.

Les cheminements traversant des locaux soumis à des ambiances dégradées en pression/ température ou des locaux affectés par une hauteur d'eau de plus de 10cm ne sont pas retenus (voir les critères d'accessibilité ci avant).

### **2.1.5. Analyse de l'accessibilité vis-à-vis des conditions d'ambiance radiologique**

La méthodologie consiste à évaluer les débits de dose externe et inhalation par bâtiment ainsi que sur le site pour différents temps après l'entrée dans chaque transitoire faisant appel à une fonction de sûreté s'appuyant sur une action locale manuelle.

Sur la base des cheminements retenus dans l'étape précédente, les débits de dose sont intégrés en fonction du temps de parcours et du temps de réalisation de la manœuvre pour chaque action.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.9

SECTION : -

PAGE : 7/8

STANDARD

La dose intégrée est ensuite comparée aux limites de dose admissibles pour s'assurer de la faisabilité de l'action.

## **2.2. RÉSULTATS DES ÉTUDES D'ACCESSIBILITÉ POST-ACCIDENTELLE COURT TERME ET MOYEN TERME**

### **2.2.1. Analyse des cheminements**

Pour chaque organe à manœuvrer dans le cadre d'une action locale manuelle, l'étude montre qu'il existe un cheminement viable vis à vis des conditions d'ambiance liées à la perte d'intégrité d'un circuit fluide situé en dehors du bâtiment réacteur et des conditions d'ambiance liées à l'ébullition piscine.

Pour le transitoire 15.2.3t Rupture de tuyauterie isolable sur un circuit connecté à la piscine de désactivation (voir sous-chapitre 15.2), le cheminement pour aller manœuvrer les organes d'isolement est affecté par l'inondation induite par ce transitoire mais la hauteur d'eau reste compatible avec l'accès et la manœuvre de l'organe.

### **2.2.2. Analyse de la faisabilité des actions manuelles locales vis-à-vis des conditions d'ambiance radiologique**

Pour l'analyse de l'accessibilité vis-à-vis des conditions radiologiques, deux cas sont à distinguer :

En situation PCC et RRC-A, les résultats obtenus montrent que la réalisation des actions requises en local est envisageable dès le début de l'accident, avec ou sans protection respiratoire.

Les débits de dose permettent la réalisation des actions requises en PCC et RRC-A sans dépasser les seuils de dose radiologique d'exposition durable mentionnés ci avant.

En situation d'accident grave, au sein des bâtiments périphériques du bâtiment réacteur [ ], le niveau des débits de dose inhalation ne permet pas la réalisation d'action en local sans l'utilisation de protection respiratoire individuelle dans les premiers jours suivants l'accident grave.

Deux conditions d'interventions peuvent être envisagées :

- l'utilisation d'un Appareil Respiratoire Isolant pour les interventions de courte durée. L'ARI augmente potentiellement les temps d'intervention mais permet de s'affranchir de la dose intégrée par la voie inhalation.
- l'utilisation d'un masque à cartouche, chaque agent de terrain en quart disposant d'un masque à cartouche ainsi que de cartouches filtrantes (aérosols et iode) de type P3 (Efficacité de filtration 99,95 % norme EN143). L'utilisation d'un masque à cartouche permet de diminuer notablement les débits de dose inhalation, cependant le piégeage des radionucléides sur les cartouches filtrantes a pour conséquence l'apparition d'un débit de dose externe supplémentaire. De manière pénalisante les efficacités de filtration considérées sont 1000 pour les aérosols dont l'iode particulaire et l'iode moléculaire et 100 pour l'iode organique.

Les débits de doses externes maximaux obtenus sont de l'ordre de [ ] respectivement pour [ ].



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 3.9

SECTION : -

PAGE : 8/8

STANDARD

Les débits de dose permettent la réalisation des actions requises en accident grave sans dépasser les seuils d'urgence radiologique mentionnés ci-avant.

L'accessibilité est donc vérifiée pour toutes les actions locales vis-à-vis des conditions d'ambiance radiologique.

### **3. CONCLUSION**

L'étude montre que la réalisation des actions manuelles locales court terme et moyen terme en support de certaines situations identifiées dans le chapitre 15 (transitoires PCC), dans le sous-chapitre 19.1 (transitoires RRC-A) ou dans le sous-chapitre 19.2 (Situation d'accident grave) n'est pas remise en cause par d'éventuelles conditions d'ambiance dégradées :

- Il existe toujours au moins un chemin viable pour la réalisation des actions manuelles.
- Les débits de dose permettent la réalisation des actions requises sans dépasser les seuils de dose réglementaires.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP :  
ANNEXE 3

SECTION : -  
PAGE : 1/31  
STANDARD

## SOMMAIRE

<b>ANNEXE 3.CODES DE CALCUL UTILISÉS DANS LE CHAPITRE 3.....</b>	<b>5</b>
1. ARCHE.....	5
2. CODE ASTER .....	5
3. ANETH.....	6
3.1. DESCRIPTION DU CODE.....	6
3.2. MÉTHODOLOGIE.....	6
3.3. DOMAINE D'UTILISATION .....	6
3.4. QUALIFICATION DU CODE .....	7
3.5. APPLICATION.....	7
4. ANSYS.....	7
5. ASME – RCCM .....	8
6. CALTUY SOLVEUR .....	8
7. COBEF .....	9
7.1. DESCRIPTION DU CODE.....	9
7.2. DOMAINE D'UTILISATION .....	9
7.3. QUALIFICATION DU CODE .....	9
7.4. APPLICATION.....	10
8. CST (COMPUTER SIMULATION TECHNOLOGY).....	10
9. DEFIS.....	10
9.1. ANALYSE DE NOCIVITÉ D'UN DÉFAUT DÉBOUCHANT .....	10
9.2. ANALYSE D'UNE ZONE SINGULIÈRE.....	11
9.3. VERSION.....	11
10. ECHAN.....	11
10.1. DESCRIPTION DU CODE .....	11
10.2. MÉTHODOLOGIE.....	11
10.3. DOMAINE D'UTILISATION .....	12
10.4. QUALIFICATION DU CODE .....	12
10.5. APPLICATION.....	12
11. EMTP-RV (ELECTROMAGNETIC TRANSIENT PROGRAM - RESTRUCTURED VERSION) .....	12
12. EXORIS.....	12
12.1. DESCRIPTION DU CODE.....	13
12.2. UTILISATION .....	13



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP :  
ANNEXE 3

SECTION : -  
PAGE : 2/31  
STANDARD

12.3.	QUALIFICATION DU CODE .....	13
13.	EXPRES .....	13
13.1.	DESCRIPTION DU CODE .....	13
13.2.	UTILISATION .....	13
13.3.	QUALIFICATION .....	13
14.	FLOWMASTER.....	14
15.	GENEPI.....	14
15.1.	DESCRIPTION DU CODE .....	14
15.2.	MÉTHODOLOGIE.....	14
15.3.	DOMAINE D'UTILISATION .....	14
15.4.	QUALIFICATION DU CODE .....	15
15.5.	APPLICATION.....	15
16.	GERBOISE .....	15
16.1.	DESCRIPTION DU CODE .....	15
16.2.	MÉTHODOLOGIE.....	15
16.3.	DOMAINE D'UTILISATION .....	16
16.4.	QUALIFICATION DU CODE .....	16
16.5.	APPLICATION.....	16
17.	GREFFIER.....	16
17.1.	DESCRIPTION DU CODE .....	16
17.2.	DOMAINE D'UTILISATION .....	16
17.3.	MÉTHODOLOGIE.....	17
18.	HERCULE .....	17
18.1.	DESCRIPTION DU CODE .....	17
18.2.	DOMAINE D'UTILISATION .....	18
18.3.	QUALIFICATION DU CODE .....	18
18.4.	APPLICATION.....	18
19.	LS-DYNA.....	18
19.1.	DESCRIPTION DU CODE .....	18
19.2.	DOMAINE D'UTILISATION .....	19
19.3.	QUALIFICATION DU CODE .....	19
19.4.	APPLICATION.....	19
20.	MAGIC.....	19
20.1.	DESCRIPTION DU CODE .....	20
20.2.	MÉTHODOLOGIE.....	20
20.3.	DOMAINE D'UTILISATION .....	20
20.4.	QUALIFICATION DU CODE .....	21



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP :  
ANNEXE 3

SECTION : -  
PAGE : 3/31  
STANDARD

20.5.	APPLICATION.....	21
21.	MISTUB.....	21
21.1.	DESCRIPTION DU CODE.....	21
21.2.	UTILISATION.....	21
21.3.	QUALIFICATION DU CODE.....	21
22.	PERFGV.....	22
22.1.	DESCRIPTION DU CODE.....	22
22.2.	MÉTHODOLOGIE.....	22
22.3.	DOMAINE D'UTILISATION.....	22
22.4.	QUALIFICATION DU CODE.....	22
22.5.	APPLICATION.....	23
23.	PHAST.....	23
23.1.	PRÉSENTATION DU LOGICIEL.....	23
23.2.	APPLICATION DU LOGICIEL.....	23
23.2.1.	PARAMÈTRES D'ENTRÉE PHAST.....	23
23.2.2.	MÉTHODOLOGIES ET RÉSULTATS OBTENUS.....	24
24.	PRECONT – ANALYSE ET CONCEPTION ASSISTÉES PAR ORDINATEUR DES ENCEINTES DE CONFINEMENT EN BÉTON PRÉCONTRAIT.....	24
24.1.	DESCRIPTION DU CODE.....	24
24.2.	DOMAINE D'UTILISATION.....	24
24.3.	QUALIFICATION DU CODE.....	24
24.4.	APPLICATION.....	24
25.	PURGE.....	24
25.1.	DESCRIPTION DU CODE.....	25
25.2.	MÉTHODOLOGIE.....	25
25.3.	DOMAINE D'UTILISATION.....	25
25.4.	APPLICATION.....	25
26.	ROCOCO.....	25
26.1.	DESCRIPTION DU CODE.....	25
26.2.	OPTIONS DE CALCUL.....	26
27.	ROLAST-E.....	26
27.1.	CARACTÉRISTIQUES DU CODE.....	26
27.2.	PRINCIPALES FONCTIONNALITÉS.....	27
27.3.	MÉTHODE MATHÉMATIQUE.....	27
27.4.	VALIDATION, APPLICATION ET EXPÉRIENCES.....	27
28.	S-TRAC.....	27
28.1.	CARACTÉRISTIQUES DU CODE.....	27





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP :  
ANNEXE 3

SECTION : -  
PAGE : 4/31  
STANDARD

28.2.	PRINCIPALES FONCTIONNALITÉS .....	28
28.3.	MÉTHODE MATHÉMATIQUE .....	28
28.4.	DOCUMENTATION ET VALIDATION .....	29
28.5.	APPLICATION ET EXPÉRIENCES .....	29
29.	STARD-CD .....	29
30.	SYSTAR .....	29
31.	SYSTUS .....	29
31.1.	DESCRIPTION DU CODE .....	29
31.2.	DOMAINE D'UTILISATION .....	30
31.3.	QUALIFICATION DU CODE .....	30
31.4.	APPLICATION .....	30



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP :  
ANNEXE 3

SECTION : -  
PAGE : 5/31  
STANDARD

**ANNEXE 3.CODES DE CALCUL UTILISÉS DANS LE**  
**CHAPITRE 3**

[ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOMMAIRE  
CHAPITRE : 4

**SOMMAIRE CHAPITRE 4**

**4 - RÉACTEUR – PHYSIQUE DU COEUR**

**4.1 - DESCRIPTION GÉNÉRALE**

**4.2 - ASSEMBLAGE DE COMBUSTIBLE**

**4.3 - CONCEPTION NEUTRONIQUE**

**4.4 - CONCEPTION THERMO-HYDRAULIQUE DU CŒUR**

**4.5 - CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ**

**ANNEXE 4 - CODES DE CALCUL UTILISÉS DANS LE CHAPITRE 4**



## SOMMAIRE

<b>4. RÉACTEUR – PHYSIQUE DU COEUR.....</b>	<b>3</b>
<b>4.1. DESCRIPTION GÉNÉRALE .....</b>	<b>3</b>
<b>1. DESCRIPTION GÉNÉRALE DU CŒUR ET DES ASSEMBLAGES</b>	
<b>COMBUSTIBLES.....</b>	<b>3</b>
<b>2. DESCRIPTION GÉNÉRALE DES MOYENS DE CONTRÔLE DE LA</b>	
<b>RÉACTIVITÉ.....</b>	<b>4</b>
<b>3. OBJECTIF DES ANALYSES DE CONCEPTION NEUTRONIQUES ET</b>	
<b>THERMO-HYDRAULIQUES .....</b>	<b>4</b>
<b>4. DONNÉES PRINCIPALES.....</b>	<b>5</b>
<b>5. MÉTHODES ET OUTILS DE CONCEPTION .....</b>	<b>5</b>
<b>6. CODES DE CALCUL .....</b>	<b>5</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.1

SECTION : -

PAGE : 2/5

STANDARD

**TABLEAUX :**

4.1 TAB 1 PARAMÈTRES DE CONCEPTION DU RÉACTEUR<sup>1</sup>

4.1 TAB 2 TECHNIQUES ANALYTIQUES UTILISÉES DANS LA CONCEPTION DU CŒUR



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.1

SECTION : -

PAGE : 3/5

STANDARD

## **4. RÉACTEUR – PHYSIQUE DU COEUR**

### **4.1. DESCRIPTION GÉNÉRALE**

Ce chapitre 4 décrit les caractéristiques nucléaires, hydrauliques et thermiques du réacteur, les hypothèses relatives aux caractéristiques mécaniques des assemblages combustibles retenues pour la conception du réacteur EPR, et l'objectif des études neutroniques et thermo-hydrauliques.

#### **1. DESCRIPTION GÉNÉRALE DU CŒUR ET DES ASSEMBLAGES COMBUSTIBLES**

Le cœur du réacteur contient un matériau combustible au sein duquel se déroule la réaction de fission qui produit l'énergie.

Tous les équipements du réacteur sont utilisés soit pour supporter physiquement ce matériau fissile, soit pour contrôler la réaction de fission, soit pour canaliser le réfrigérant.

Le cœur du réacteur est constitué d'un certain nombre de crayons combustibles regroupés en faisceaux par des grilles de maintien et des embouts supérieurs et inférieurs. Les crayons combustibles contiennent des pastilles d'oxyde d'uranium empilées dans un tube de gainage (en alliage M5<sup>TM</sup>) obturé et soudé de manière étanche pour encapsuler le combustible. Les faisceaux, appelés assemblages combustibles, sont disposés selon un schéma qui se rapproche d'un ortho-cylindre.

Un assemblage combustible est composé de 265 crayons combustibles reliés ensemble pour former un réseau à pas carré.

Les 24 positions restantes dans le réseau accueillent des tubes-guides raccordés aux grilles et aux embouts supérieurs et inférieurs. Ces tubes-guides servent à accueillir les grappes de contrôle et les crayons sources, ou sont équipés de bouchons pour limiter le débit de contournement.

Les grilles se présentent sous la forme d'un réseau carré régulier de plaquettes accouplées. Les plaquettes sont équipées de ressorts et de bossettes pour le maintien des crayons combustibles, ainsi que d'ailettes de mélange du réfrigérant.

Le cœur initial est composé de 241 assemblages répartis sur 3 régions avec différents enrichissements.

La gestion du combustible est une gestion UO<sub>2</sub> par tiers de cœur avec recharges de 80 assemblages enrichis à 4,2% en U235. Un allongement du cycle naturel est possible jusqu'à 70 JEPP.

Le cœur est refroidi et modéré avec de l'eau légère à la pression de 155 bar dans le circuit primaire.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.1

SECTION : -

PAGE : 4/5

STANDARD

## **2. DESCRIPTION GÉNÉRALE DES MOYENS DE CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ**

L'eau du circuit primaire (fluide caloporteur également modérateur) contient du bore soluble agissant comme poison pour les neutrons. Les variations lentes de réactivité (par exemple celles induites par l'épuisement du combustible), sont accommodées par des modifications de cette concentration en bore dans l'eau du circuit primaire. Un poison neutronique supplémentaire (gadolinium), sous la forme de crayons de poison consommable co-broyé avec l'oxyde d'uranium, permet d'ajuster la réactivité initiale et la distribution de puissance du cœur.

La réactivité et la distribution de puissance dans le cœur sont également contrôlées par des grappes de barres de contrôle mobiles composées de crayons absorbants qui permettent de faire varier rapidement la réactivité.

Chaque grappe de contrôle contient un ensemble de crayons absorbants fixés à leur extrémité supérieure à un pommeau commun, l'araignée.

Les grappes de contrôle sont réparties en plusieurs groupes.

Les mécanismes de commande des grappes (RGL) permettent d'insérer, maintenir ou extraire les grappes de contrôle.

Ce sont des dispositifs électromécaniques fixés au couvercle de la cuve du réacteur.

Ils sont utilisés pour contrôler la position des grappes de contrôle et assurer l'arrêt automatique du réacteur par chute gravitaire. L'insertion gravitaire des grappes de contrôle est obtenue en coupant les alimentations électriques des RGL.

## **3. OBJECTIF DES ANALYSES DE CONCEPTION NEUTRONIQUES ET THERMO-HYDRAULIQUES**

Les analyses et évaluations neutroniques de conception définissent l'emplacement physique des grappes de contrôle, des crayons de poison consommables, et les paramètres physiques tels les enrichissements du combustible et la concentration en bore dans l'eau du circuit primaire. L'évaluation neutronique de conception établit que le cœur du réacteur possède des caractéristiques inhérentes qui, considérées conjointement avec les actions correctrices des systèmes de contrôle et de protection du réacteur, assurent un contrôle de la réactivité approprié même si la grappe de contrôle la plus efficace est coincée en position totalement extraite.

L'étude de conception assure également la stabilité inhérente vis-à-vis des oscillations de puissance radiales (et/ou azimutales) et axiales, et prévoit le contrôle des oscillations axiales de puissance induites par l'utilisation des grappes de contrôle.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.1

SECTION : -

PAGE : 5/5

STANDARD

Les analyses et évaluations thermo-hydrauliques de conception définissent les paramètres du fluide primaire qui assurent un transfert de chaleur adéquat entre le gainage combustible et le réfrigérant. L'étude thermique prend en compte les variations géométriques locales, les sources de puissance, la répartition du débit du fluide, et son mélange. Les ailettes de mélange intégrées aux grilles de maintien des assemblages combustibles permettent un meilleur mélange entre canaux à l'intérieur d'un même assemblage ainsi qu'entre assemblages adjacents. L'instrumentation disposée à l'intérieur et à l'extérieur du cœur contrôle le comportement neutronique, thermo-hydraulique et mécanique du réacteur et fournit des signaux d'entrée aux fonctions de contrôle automatique.

#### **4. DONNÉES PRINCIPALES**

Les principaux paramètres neutroniques, thermo-hydrauliques et mécaniques de conception du réacteur sont présentés dans le tableau 4.1 TAB 1.

#### **5. MÉTHODES ET OUTILS DE CONCEPTION**

Les techniques analytiques utilisées dans la conception du cœur sont présentées dans le tableau 4.1 TAB 2.

#### **6. CODES DE CALCUL**

La description, la nature et l'objet des codes de calcul utilisés dans la conception du cœur sont présentés dans l'Annexe 4.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.1  
SECTION : -  
TABLEAU : 1  
PAGE : 1/6  
STANDARD

**4.1 TAB 1 : PARAMÈTRES DE CONCEPTION DU RÉACTEUR<sup>1</sup>**

<u>A – Paramètres thermiques et hydrauliques</u>	
1 – Puissance active du cœur (100%) (MWth)	4300
2 – Nombre de boucles	4
3 – Chaleur générée dans le combustible (%)	97,4
4 – Pression nominale du circuit (bar)	155
5 – Corrélation d'échauffement critique	[ ]
	[ ]
6 – RFTC minimum dans des conditions normales de fonctionnement ( $F\Delta H = 1,62 - \cos 1,45$ )	2,44
7 – RFTC initial minimum pour les analyses de transitoires	(Voir chapitre 15)
<u>B – Débit primaire</u>	
8 – Débit thermo-hydraulique / boucle (m <sup>3</sup> /h)	[ ]
9 – Débit de contournement du cœur (%)	5,50
10 – Surface de passage dans le cœur pour le transfert de chaleur (m <sup>2</sup> )	5,9
11 – Vitesse moyenne le long des crayons combustibles (m/s)	5
12 – Débit massique moyen dans le cœur (g/cm <sup>2</sup> .s)	[ ]

1 : Les dimensions sont données à froid (20 °C)



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.1  
SECTION : -  
TABLEAU : 1  
PAGE : 2/6  
STANDARD

C – Température du réfrigérant

13 – Nominale à l'entrée (°C)	297,1
14 – Augmentation moyenne dans la cuve (°C)	32,6
15 – Augmentation moyenne dans le cœur (°C)	34,3
16 – Moyenne dans le cœur (°C)	315,3
17 – Moyenne dans la cuve (°C)	313,4

D – Transfert de chaleur

18 – Échange primaire/secondaire :

Surface d'échange thermique minimale (m <sup>2</sup> )	[ ]
Taux de bouchage des tubes GV maximal (%)	[ ]
19 – Flux thermique moyen dans le cœur (W/cm <sup>2</sup> )	52,3
20 – Flux thermique maximal dans le cœur (fonctionnement nominal) (W/cm <sup>2</sup> )	150,8
21 – Densité de puissance linéique moyenne (basée sur les dimensions à froid) (W/cm)	156,1
22 – Puissance linéique maximale dans des conditions normales de fonctionnement (W/cm)	450
23 – Consigne de protection vis-à-vis de la puissance linéique maximale (W/cm)	590
24 – Puissance linéique maximale pour la prévention de la fusion au centre de la pastille (W/cm)	> 590
25 – Densité de puissance à chaud (KW/litre de cœur)	[ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.1  
SECTION : -  
TABLEAU : 1  
PAGE : 3/6  
STANDARD

**E – Pertes de pression dans la cuve et le cœur**

26 – Cuve du réacteur (bar)	[ ]
27 – Cœur (bar)	[ ]
<b>F – <u>Assemblages combustibles</u> (les dimensions sont données à froid (20°C))</b>	
28 – Réseau de crayons	17 x 17
29 – Nombre d'assemblages combustibles	241
30 – Crayons combustibles par assemblage	265
31 – Pas entre assemblages combustibles (cm)	21,504
32 – Longueur de l'assemblage combustible sans les ressorts de maintien (cm)	480,3
33 – Pas du réseau (cm)	1,26
34 – Largeur hors-tout de l'assemblage (cm)	21,4 x 21,4
35 – Poids de combustible par assemblage (kg)	[ ]
36 – Nombre de grilles par assemblage	11
37 – Composition des grilles	M5™ & Inconel [ ]
38 – Nombre de tubes-guides par assemblage	24
39 – Nombre de tubes d'instrumentation par assemblage	0

**G – Crayons combustibles (les dimensions sont données à froid (20°C))**

40 – Nombre	63865
41 – Diamètre extérieur (mm)	9,50
42 – Jeu diamétral (mm)	0,17
43 – Epaisseur de la gaine (mm)	0,57
44 – Matériau de la gaine	M5™

**H – Pastilles (les dimensions sont données à froid (20°C))**

45 – Matériau	UO <sub>2</sub>
46 – Densité de UO <sub>2</sub> (% de la densité théorique)	96
47 – Diamètre (mm)	8,19



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.1  
SECTION : -  
TABLEAU : 1  
PAGE : 4/6  
STANDARD

I – <u>Grappes de contrôle noires</u> (les dimensions sont données à froid (20°C))	
48 – Absorbant	
1) <u>Partie AIC (partie inférieure)</u>	
Composition (% massique) :	
Ag	[ ]
In	[ ]
Cd	[ ]
Densité (g/cm <sup>3</sup> )	[ ]
Diamètre extérieur de l'absorbant de 0 à [ ] (mm)	[ ]
Diamètre extérieur de l'absorbant de [ ] (mm)	[ ]
Longueur (mm)	[ ]
2) <u>Partie B4C (partie supérieure)</u>	
Composition : bore naturel (Pourcentage d'atomes de B10 19,9%)	
Densité (g/cm <sup>3</sup> )	[ ]
Diamètre de l'absorbant (mm)	[ ]
Longueur (mm)	[ ]
49 – Gainage	
Diamètre extérieur (mm)	[ ]
Diamètre intérieur (mm)	[ ]
Epaisseur (mm)	[ ]
Matériau	Acier inoxydable
50 – Nombre de grappes noires (dont grappes d'arrêt)	81 (53)
51 – Nombre de crayons absorbants par grappe	24



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.1  
SECTION : -  
TABLEAU : 1  
PAGE : 5/6  
STANDARD

J – Grappes de contrôle grises (les dimensions sont données à froid (20°C))

52 – Absorbant

1) Crayon absorbant en AIC

Composition (% massique) :

Ag

[ ]

In

[ ]

Cd

[ ]

Densité (g/cm<sup>3</sup>)

[ ]

Diamètre extérieur de l'absorbant de 0 à [ ] (mm)

[ ]

Diamètre extérieur de l'absorbant de (mm)

[ ]

Longueur (mm)

[ ]

53 – Crayon inerte (acier inoxydable)

Diamètre extérieur (mm)

[ ]

Diamètre intérieur (mm)

[ ]

Longueur (mm)

[ ]

54 – Gainage

Diamètre extérieur (mm)

[ ]

Diamètre intérieur (mm)

[ ]

Epaisseur (mm)

[ ]

Matériau

Acier inoxydable

55 – Nombre de grappes grises

8

56 – Nombre de crayons absorbants par grappe

[ ]

57 – Nombre de crayons inertes par grappe

[ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.1  
SECTION : -  
TABLEAU : 1  
PAGE : 6/6  
STANDARD

<u>K – Cœur actif</u> (les dimensions sont données à froid (20°C))	
58 – Diamètre équivalent (mm)	3767
59 – Hauteur active moyenne de combustible dans le cœur (mm)	4200
60 – Rapport hauteur/diamètre	1,115
61 – Surface transversale totale (cm <sup>2</sup> )	111 440
<u>L – Réflecteur radial lourd</u> (les dimensions sont données à froid (20°C))	
62 – Epaisseur (mm)	Entre 77 et 297 (moyenne 194)
63 – Composition (% volumique)	[ ] % acier, [ ] eau

<u>M – Enrichissement du combustible</u>	
Pour les assemblages combustibles UO <sub>2</sub> (% massique) :	
64 – Région 1 du cycle 1	1,4 %
65 – Région 2 du cycle 1	2,3 %
66 – Région 3 du cycle 1	3,2 %
67 – Assemblages neufs pour UO <sub>2</sub> – cycle d'équilibre P5	4,2 %



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.1  
SECTION : -  
TABLEAU : 2  
PAGE : 1/1  
STANDARD

**4.1 TAB 2 : TECHNIQUES ANALYTIQUES UTILISÉES DANS LA CONCEPTION DU CŒUR**

ANALYSE	TECHNIQUE	CODE INFORMATIQUE
<u>1 – Conception neutronique</u>		
- Sections efficaces et constantes macroscopiques	[ ] données macroscopiques	[ ]
- Distributions de puissance, taux d'épuisement du combustible, concentration en bore critique, distributions de xénon, coefficients de réactivité, efficacités des grappes absorbantes	3D, 2 groupes d'énergie, théorie de la diffusion-évolution	[ ]
- Criticité dans le bâtiment combustible	Méthode de Monte Carlo	[ ]
- Chaleur résiduelle	Désintégration des produits de capture U239 et Np239, des produits de fission et des actinides	[ ]
	Fissions résiduelles dues aux neutrons retardés	[ ]
- Irradiation de la cuve et échauffement gamma du réflecteur lourd	Propagation de neutrons et de gamma hors du cœur, calculs de transport Sn	[ ]
<u>2 – Étude thermo-hydraulique</u>	Analyse par sous-canal des conditions locales du fluide (traitement effectué pour le cœur, l'assemblage et le canal chaud)	[ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 1/33

STANDARD

## SOMMAIRE

4.2. ASSEMBLAGE DE COMBUSTIBLE .....	5
0. EXIGENCES DE SÛRETÉ.....	5
0.1. FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	5
0.2. CRITÈRES FONCTIONNELS.....	5
0.2.1. ÉVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	5
0.2.2. CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ DU CŒUR .....	8
0.2.3. CONFINEMENT DES PRODUITS RADIOACTIFS.....	8
0.3. EXIGENCES RELATIVES À LA CONCEPTION .....	9
0.3.1. RÈGLES FONDAMENTALES DE SÛRETÉ .....	9
0.3.2. CLASSEMENT DE SÛRETÉ.....	9
0.3.3. CRITÈRE DE DÉFAILLANCE UNIQUE .....	9
0.3.4. QUALIFICATION AUX CONDITIONS ACCIDENTELLES .....	10
0.3.5. CONTRÔLE COMMANDE.....	10
0.3.6. ALIMENTATIONS ÉLECTRIQUES SECOURUES .....	10
0.3.7. AGRESSIONS .....	10
0.4. ESSAIS.....	10
0.4.1. ESSAIS PRÉALABLES À LA MISE EN SERVICE .....	10
0.4.2. SURVEILLANCE EN EXPLOITATION .....	10
0.4.3. ESSAIS PÉRIODIQUES .....	10
1. BASES DE CONCEPTION .....	11
1.1. AUTRES FONCTIONS.....	11
1.2. RÈGLES, CODES ET NORMES.....	11
1.3. DIMENSIONNEMENT .....	11
1.3.1. CRAYON DE COMBUSTIBLE.....	11
1.3.2. ASSEMBLAGE DE COMBUSTIBLE .....	13
2. DESCRIPTION ET FONCTIONNEMENT .....	14
2.1. PRÉAMBULE.....	14
2.2. DESCRIPTION .....	14
2.2.1. DESCRIPTION GÉNÉRALE DE L'ASSEMBLAGE DE COMBUSTIBLE ...	14
2.2.2. MATÉRIAUX .....	18
2.2.3. FABRICATION ET CONTRÔLE .....	19
2.2.4. MANUTENTION ET STOCKAGE DE L'ASSEMBLAGE DE COMBUSTIBLE .....	21





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 2/33

STANDARD

2.3. FONCTIONNEMENT .....	21
2.3.1. FONCTIONNEMENT NORMAL.....	21
2.3.2. FONCTIONNEMENT EN CONDITIONS DE RÉFÉRENCE PCC-2 À 4 .....	21
3. ANALYSE DE SÛRETÉ.....	22
3.1. CONFORMITÉ À LA RÉGLEMENTATION .....	22
3.2. RESPECT DES CRITÈRES FONCTIONNELS .....	22
3.2.1. EN FONCTIONNEMENT NORMAL .....	22
3.2.2. EN CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT DE RÉFÉRENCE PCC-3 A 4 30	
3.3. CONFORMITÉ AUX EXIGENCES RELATIVES Á LA CONCEPTION .....	32
LISTE DES RÉFÉRENCES .....	33



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 3/33

STANDARD

**TABLEAUX :**

4.2 TAB 1 [ ]

4.2 TAB 2 [ ]

4.2 TAB 3 ASSEMBLAGE DE COMBUSTIBLE — CARACTÉRISTIQUES GÉNÉRALES

4.2 TAB 4 ASSEMBLAGE DE COMBUSTIBLE — MATÉRIAUX UTILISÉS

**FIGURES :**

4.2 FIG 1 SCHÉMA DE PRINCIPE DE L'ASSEMBLAGE COMBUSTIBLE

4.2 FIG 2 DESCRIPTION RADIALE D'UN ASSEMBLAGE COMBUSTIBLE

4.2 FIG 3 SCHÉMA D'UN CRAYON DE COMBUSTIBLE



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 4/33

STANDARD



## **4.2. ASSEMBLAGE DE COMBUSTIBLE**

Ce sous-chapitre décrit les éléments de conception des assemblages de combustible et dresse la liste des exigences de sûreté relatives à cette conception. Les principales caractéristiques des assemblages combustibles et des grappes de contrôle qui ont servi de données d'entrée pour l'élaboration du Rapport de Sûreté sont regroupées dans le tableau 4.3 TAB 2.

### **0. EXIGENCES DE SÛRETÉ**

#### **0.1. FONCTIONS DE SÛRETÉ**

Les fonctions de sûreté qui s'exercent sur les assemblages de combustible constituant le cœur sont les suivantes :

- contrôle de la réactivité, ainsi que la possibilité en toutes circonstances de l'arrêt sûr du cœur,
- évacuation de la puissance résiduelle par le maintien d'une géométrie refroidissable,
- confinement des produits radioactifs, et plus particulièrement des produits de fission, à l'intérieur de la première barrière de confinement.

#### **0.2. CRITÈRES FONCTIONNELS**

La conception mécanique de l'assemblage de combustible répond aux critères fonctionnels qui découlent des fonctions de sûreté (voir paragraphe 0.1).

Ces critères seront respectés si la compatibilité entre :

- les assemblages de combustible,
- les assemblages et leurs grappes,
- et les assemblages et les équipements internes du réacteur

est assurée.

##### **0.2.1. ÉVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE**

Le passage d'un débit de fluide réfrigérant suffisant pour évacuer la chaleur produite par le combustible, doit être préservé.

Pour ce faire, le dimensionnement de l'enveloppe du cœur (distance entre plaques inférieure et supérieure, pas des assemblages) et des crayons de combustible (pas nominal, diamètre extérieur, hauteur nominale) doit être conservé.

Ce critère fonctionnel s'applique aux constituants de l'assemblage de combustible listés ci-après.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 6/33

STANDARD

Assemblage de combustible

La géométrie de l'assemblage de combustible doit être maintenue grâce à :

- l'existence d'un système de maintien à son extrémité supérieure qui vient s'appuyer sous la plaque supérieure du cœur, afin d'éviter le soulèvement de l'assemblage sous l'action des efforts hydrauliques,
- son maintien latéral par deux pions de centrage aux deux extrémités.

Un cloisonnement vient compléter le maintien latéral des assemblages et limiter ainsi les débits de contournement.

Tubes-guides

En participant à la continuité structurale de l'assemblage, les tubes-guides doivent permettre le refroidissement des composants associés et de l'instrumentation.

Grilles

Les grilles doivent permettre de :

- maintenir axialement et latéralement les crayons de combustible tout au long de la vie de l'assemblage. Le système de supportage des crayons doit s'accommoder d'un grandissement différentiel entre les crayons et le squelette, dû aux dilatations thermiques différentielles et au grandissement sous irradiation,
- maintenir le pas entre les crayons de combustible pour la préservation des performances neutroniques et thermohydrauliques du cœur en conditions de fonctionnement de référence PCC-1 et 2. En conditions de fonctionnement de référence PCC-3 et 4, la géométrie du cœur doit être suffisamment peu déformée pour que le refroidissement du cœur puisse continuer à être assuré,
- favoriser le mélange du réfrigérant en créant une turbulence (prévention du risque d'échauffement critique) et favoriser les échanges thermiques avec les crayons de combustible tout en minimisant les pertes de charge.

Embout inférieur de l'assemblage de combustible

L'embout inférieur doit permettre de :

- positionner latéralement l'assemblage de combustible par rapport à la plaque inférieure du cœur et ainsi de respecter le pas entre assemblages,
- positionner les tubes-guides,
- supporter et transférer les efforts axiaux,
- assurer la distribution de l'écoulement d'entrée dans le cœur du fluide réfrigérant.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 7/33

STANDARD

Embout supérieur de l'assemblage de combustible

L'embout supérieur doit permettre de :

- positionner latéralement l'assemblage de combustible par rapport à la plaque supérieure du cœur et ainsi de respecter le pas entre assemblages,
- positionner les tubes-guides,
- supporter et transférer les efforts de maintien,
- assurer la distribution de l'écoulement de sortie du cœur du fluide réfrigérant en direction de la plaque supérieure du cœur en minimisant les pertes de charge.

Système de maintien de l'assemblage de combustible

Le système de maintien doit permettre à l'assemblage de :

1. résister aux efforts hydrauliques
2. admettre des variations relatives de hauteur

Pour le premier cas, au cours du fonctionnement du réacteur, l'assemblage doit être maintenu en contact avec la plaque inférieure du cœur. Afin d'assurer cette fonction, le système de maintien ainsi que la masse de l'assemblage de combustible doivent exercer une force de maintien supérieure à la somme des forces correspondant à la poussée d'Archimède et aux efforts hydrauliques dus au fluide caloporteur.

Pour le deuxième cas, le système de maintien doit absorber les variations apparaissant entre la longueur de l'assemblage de combustible et la distance entre les plaques inférieure et supérieure du cœur. Ces variations sont dues :

- à la dilatation thermique différentielle,
- au grandissement dû à l'irradiation.

Liaisons

Les liaisons crayon/grille et tube-guide/grille doivent permettre d'assurer :

1. la continuité structurelle de l'assemblage de combustible
2. la stabilité dimensionnelle de l'assemblage de combustible

Le choix et la mise en œuvre des liaisons doivent permettre de respecter les exigences dimensionnelles relatives à l'assemblage, c'est à dire l'alignement des grilles et embouts avec les positionnements axiaux des grilles et les positionnements radiaux des tubes-guides.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 8/33

STANDARD

### **0.2.2. CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ DU CŒUR**

Un temps de chute des grappes de commande compatible avec les études d'accidents doit être respecté. Ce critère fonctionnel s'applique aux constituants suivants de l'assemblage de combustible :

#### Grappes

Les grappes (mobiles et fixes) sont constituées de crayons qui doivent s'insérer dans tous les tubes-guides des assemblages de combustible (voir sous-chapitre 4.3). En fonctionnement normal, les grappes mobiles permettent de contrôler la puissance du réacteur.

#### Tubes-guides

Les tubes-guides doivent :

- permettre l'insertion des grappes fixes et des grappes mobiles,
- freiner le mouvement de descente des grappes mobiles lors d'un arrêt automatique du réacteur,
- permettre l'insertion de l'instrumentation.

#### Grilles

Elles doivent permettre de positionner et supporter latéralement les tubes-guides, même en conditions de fonctionnement de référence PCC-2 à 4, de manière à ce que les grappes de commande puissent toujours être insérées librement à l'intérieur de ceux-ci.

#### Embouts inférieur et supérieur de l'assemblage de combustible

Les embouts inférieur et supérieur doivent permettre de positionner les tubes guides et prévenir l'éjection des crayons de combustible.

### **0.2.3. CONFINEMENT DES PRODUITS RADIOACTIFS**

La barrière, appelée première barrière de confinement, isolant le fluide réfrigérant primaire du combustible et des produits de fission, doit rester étanche.

Ce critère fonctionnel s'applique aux constituants suivants de l'assemblage de combustible :

#### Crayon de combustible

La gaine du crayon de combustible doit conserver son intégrité de façon à éviter la contamination du fluide réfrigérant par les produits de fission générés par les pastilles de combustible.

Ce critère fonctionnel doit être respecté lors des conditions de fonctionnement de référence PCC-1 et 2.

Pour les conditions de fonctionnement de référence PCC-3 et 4, l'intégrité du gainage ne peut être garantie, mais le maintien d'une géométrie de refroidissement doit être assuré. Pour ces conditions, un calcul du niveau d'activité est réalisé afin de vérifier que les limites autorisées de rejets sont respectées.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 9/33

STANDARD

#### Grilles

Les grilles doivent faciliter les opérations de chargement du cœur ou de manutention des assemblages de combustible de façon à ne pas altérer les gaines des crayons de combustible et remettre ainsi en cause leur intégrité.

Elles doivent également assurer, tout au long de la vie de l'assemblage, un maintien des crayons de combustible suffisant pour éviter une vibration excessive du crayon susceptible de conduire à l'usure et au percement du gainage.

#### Embout inférieur de l'assemblage de combustible

L'embout inférieur doit faciliter les opérations de chargement du cœur et de manutention des assemblages de combustible de façon à ne pas altérer les gaines des crayons de combustible par des accrochages, et ainsi remettre en cause leur intégrité.

Afin de minimiser les risques d'endommagement de la gaine par des corps étrangers susceptibles d'être présents dans le circuit primaire, l'embout inférieur est muni d'un dispositif anti-débris.

#### Embout supérieur de l'assemblage de combustible

L'embout supérieur doit permettre lors des opérations de chargement du cœur ou de manutention des assemblages de combustible, la préhension de l'assemblage par un outil de manutention de façon à ne pas altérer les gaines des crayons de combustible par des accrochages et remettre ainsi en cause leur intégrité.

### **0.3. EXIGENCES RELATIVES À LA CONCEPTION**

#### **0.3.1. RÈGLES FONDAMENTALES DE SÛRETÉ**

Les fonctions de sûreté remplies par les assemblages de combustible imposent l'application d'un code de conception et de construction (code RCC-C) dont l'application a été approuvée par la RFS V.2.e.

#### **0.3.2. CLASSEMENT DE SÛRETÉ**

Les assemblages de combustible ne relèvent pas des classements de sûreté mécanique ou fonctionnel décrits dans le sous-chapitre 3.2 mais ce sont des EIP, liés aux événements radiologiques (EIPS), au sens de l'arrêté INB du 7 février 2012.

#### **0.3.3. CRITÈRE DE DÉFAILLANCE UNIQUE**

Sans objet.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 10/33

STANDARD

#### **0.3.4. QUALIFICATION AUX CONDITIONS ACCIDENTELLES**

Sans objet.

#### **0.3.5. CONTRÔLE COMMANDE**

Sans objet.

#### **0.3.6. ALIMENTATIONS ÉLECTRIQUES SECOURUES**

Sans objet.

#### **0.3.7. AGRESSIONS**

Bien qu'aucune classe de sûreté ne soit attribuée à l'assemblage de combustible, sa conception mécanique doit prendre en compte le séisme.

### **0.4. ESSAIS**

Les essais relatifs à la conception du combustible sont traités du paragraphe 3.2.1.2 au paragraphe 3.2.1.4.

#### **0.4.1. Essais préalables à la mise en service**

Des essais relatifs à la manutention du combustible s'effectuent à l'aide d'assemblages postiches (voir section 9.1.4).

#### **0.4.2. Surveillance en exploitation**

La surveillance des défauts d'étanchéité est basée sur des mesures d'activité radiologique, réacteur en fonctionnement, dans le fluide primaire qui doivent permettre de déceler d'éventuels défauts d'étanchéité affectant le combustible et d'en surveiller l'évolution.

#### **0.4.3. Essais périodiques**

Sans objet.



## 1. BASES DE CONCEPTION

### 1.1. AUTRES FONCTIONS

La production d'énergie est la fonction exercée en fonctionnement normal.

### 1.2. RÈGLES, CODES ET NORMES

L'assemblage de combustible respecte les contraintes admissibles exigées par le code RCC-M qui reprend celles données par le code ASME.

### 1.3. DIMENSIONNEMENT

#### 1.3.1. Crayon de combustible

Le respect des règles et des valeurs limites de conception suivantes permet d'assurer l'intégrité du gainage en conditions de fonctionnement de référence PCC-1 et 2.

##### Gaine

- Stabilité de la gaine

Le crayon de combustible est conçu pour que la gaine ne puisse s'écraser, ni instantanément sur le combustible, dès le début de vie du combustible, ni pendant le séjour en réacteur, même dans l'éventualité de l'absence de pastille sous-jacente.

- Contraintes dans la gaine

La démarche consiste à vérifier que les variations de puissance au niveau des pastilles de combustible n'induisent pas de contraintes prohibitives dans la gaine en conditions de fonctionnement de référence PCC-1 et 2.

La moyenne volumique de la contrainte effective sur la gaine ne doit pas dépasser la limite élastique du matériau de gainage. Ce critère permet d'éviter les contraintes excessives sur la gaine, dues à des variations rapides de la puissance locale, telles que la relaxation de la gaine ne puisse accommoder la dilatation thermique des pastilles

En pratique, la démonstration de la tenue du crayon vis-à-vis des contraintes dans la gaine lors d'une rampe de puissance intègre la prise en compte du risque de rupture de gaine par Interaction Pastille-Gaine / Corrosion Sous Contrainte (IPG/CSC). En effet, l'analyse IPG s'avère dans tous les cas plus contraignante que l'analyse en contrainte moyenne comparée à la limite élastique. L'évaluation du risque IPG est présentée dans la section 19.3.3.1.

- Déformation de la gaine

La déformation circonférentielle uniforme de la gaine au cours d'un événement doit rester limitée (critère dépendant des lois de comportement du matériau), dans les conditions de fonctionnement de référence PCC-1 et 2. Cette exigence, complémentaire de la précédente, permet de tenir compte des transitoires lents de puissance, susceptibles d'entraîner des déformations importantes sans apparition de contraintes prohibitives du fait du fluage de la gaine et de la relaxation des contraintes.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 12/33

STANDARD

- Pression interne

La pression interne du crayon de combustible le plus sollicité est limitée à une valeur inférieure à celle qui conduirait à une augmentation ou à une réouverture du jeu pastille-gaine par fluage vers l'extérieur de la gaine, en régime de fonctionnement normal établi.

- Fatigue

Les critères de fatigue sont ceux énoncés dans le code RCC-C, annexe D.

La limite d'endurance du matériau de gainage ne doit pas être atteinte dans les conditions normales de cyclage.

Le comportement en fatigue de la gaine est analysé pour prédire sa durée de vie dans les conditions d'exploitation du réacteur conduisant à des sollicitations alternées. Ces dernières imposent en effet des cycles de déformation et donc un cyclage de la gaine.

- Stabilité de la colonne de pastilles

Le ressort situé dans la chambre d'expansion du crayon doit empêcher tout glissement de la colonne combustible dans la gaine lorsque le crayon est soumis à l'accélération axiale enveloppe des conditions de manutention et de transport avant irradiation.

Le but est de préserver l'intégrité de la colonne de pastilles jusqu'au chargement des assemblages en réacteur.

- Usure de la gaine par frottement

Les conditions de maintien du crayon dans les cellules de grilles doivent être telles que :

1. L'amplitude des vibrations du crayon induites par l'écoulement du fluide primaire reste limitée au droit des grilles, même après relâchement de l'effort initial sous irradiation,
2. L'usure par frottement de la gaine ne dépasse pas 10 % de son épaisseur nominale.

Le respect de ce critère préserve l'intégrité du crayon.

- Grandissement du crayon de combustible

En fin de vie, l'allongement des crayons sous irradiation doit être compatible avec la distance entre les embouts de l'assemblage.

- Température de gaine

Des limites sur les caractéristiques de la gaine sont nécessaires pour éviter d'être dans des situations qui pourraient conduire à une rupture de gaine, ainsi que dans des conditions où les propriétés mécaniques du gainage sont dégradées.

Pastilles de combustible

Le principal critère de conception concernant le combustible est la température à cœur. Celle-ci ne doit jamais atteindre la température de fusion, qui est fonction de l'irradiation et de la nature du combustible.

Cette limite est imposée afin d'éviter la fusion à cœur du combustible qui, par variation du volume due au changement de phase, conduirait à des sollicitations sévères sur la gaine.

La température de fusion avec incertitude retenue pour les combustibles UO<sub>2</sub> et UO<sub>2</sub>-Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> non irradiés est de [ ] °C. Cette température décroît en fonction du taux de combustion et en présence de dioxyde de plutonium (cas du combustible MOX).

[ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 13/33

STANDARD

### 1.3.2. Assemblage de combustible

Les bases de conception mécanique de l'assemblage de combustible se caractérisent par le type des efforts considérés. On distingue en effet :

- les charges non opérationnelles, telles que celles dues aux conditions de transport et de manutention,
- les charges normales et incidentelles définies pour les conditions de fonctionnement de référence PCC-1 et 2,
- les charges accidentelles définies pour les conditions de fonctionnement de référence PCC-3 et 4.

#### Conditions de transport et de manutention

L'assemblage neuf est conçu pour supporter des accélérations axiale de [ ] et transversale de [ ].

Ces valeurs de conception sont enveloppes des accélérations réellement induites lors des opérations courantes de manutention et de transport.

#### Conditions de fonctionnement de référence PCC-1 et 2

Ce sont principalement les charges sur l'assemblage en fonctionnement normal, en régime transitoire et en cas de survitesse de pompes primaires [ ].

L'arrêt automatique du réacteur est également inclus, dans ces conditions de fonctionnement. Les charges sur l'assemblage, sont alors superposées aux charges en fonctionnement normal, de façon à obtenir la configuration de fonctionnement la plus défavorable.

Les valeurs admissibles des contraintes sont déterminées selon la procédure définie par le code RCC-M ou à défaut par la Section III du code ASME. Les contraintes statiques, dynamiques et cycliques sont prises en compte.

Pour les matériaux non couverts par le code RCC-M (ou ASME Section III), les contraintes admissibles sont déterminées de façon analogue aux méthodes exposées dans ce code.

De plus, les valeurs de contrainte sont jugées sur les critères définis pour les matériaux de classe 1 dans le code RCC-M volume G pour les situations de fonctionnement normales et perturbées. Pour les matériaux non couverts par le code RCC-M, les contraintes admissibles sont déterminées suivant les méthodes explicitées dans le volume Z de ce code.

L'analyse des sollicitations cycliques comprend aussi un examen de résistance à la fatigue, effectué à partir des courbes de fatigue données par le code RCC-M.

#### Conditions de fonctionnement de référence PCC-3 et 4 et conditions de fonctionnement complémentaires

On étudie le cas le plus sévère, c'est-à-dire un chargement hypothétique constitué du cumul des effets d'une rupture de tuyauterie primaire et des effets du séisme de dimensionnement.

Les composants de l'assemblage sont conçus pour supporter des contraintes inférieures aux valeurs admissibles déterminées selon la procédure définie dans le code RCC-M, Annexe ZF (ou à défaut l'Annexe F de la Section III du code ASME).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 14/33

STANDARD

La stabilité mécanique des tubes-guides et des grilles sous l'effet des chargements dynamiques doit également être vérifiée. La valeur calculée de la force transversale d'impact sur les grilles est comparée à une valeur limite déterminée expérimentalement.

Dans tous les cas, les déformations ou ruptures des composants ne doivent pas entraver :

- l'arrêt automatique du réacteur par la chute des grappes de commande,
- le bon fonctionnement de l'injection de sécurité,
- le refroidissement à long terme du cœur.

[ ]

## **2. DESCRIPTION ET FONCTIONNEMENT**

### **2.1. PRÉAMBULE**

Le présent paragraphe décrit les caractéristiques de l'assemblage de combustible et ses composants, destinées à respecter les exigences de sûreté décrites précédemment. Dans le cas de l'introduction d'assemblages présentant des caractéristiques différentes de celles décrites ci-dessous, le détail de ces caractéristiques fera l'objet d'un document spécifique de type addendum au Dossier Général d'Evaluation de la Sûreté des recharges (DGES).

### **2.2. DESCRIPTION**

#### **2.2.1. Description générale de l'assemblage de combustible**

Le tableau 4.2 TAB 3 donne les caractéristiques générales de l'assemblage de combustible.

L'assemblage de combustible est constitué de 265 crayons de combustible disposés selon un réseau carré 17 x 17. Les 24 positions restantes reçoivent les tubes-guides destinés à recevoir soit les grappes définies comme éléments associés et constituées de matériaux non fissiles, soit l'instrumentation du cœur.

Les crayons de combustible sont maintenus en place par une structure porteuse constituée par les 24 tubes-guides, les embouts supérieur et inférieur et les grilles réparties sur la hauteur. Ils sont chargés dans l'assemblage de telle sorte qu'il subsiste un jeu entre leurs extrémités et les embouts.

Tous les assemblages chargés dans le cœur au nombre de 241 sont compatibles entre eux d'un point de vue mécanique et géométrique.

Un schéma de principe illustrant la constitution générale et radiale d'un assemblage de combustible est présenté respectivement en figures 4.2 FIG 1 et 4.2 FIG 2.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 15/33

STANDARD

#### **2.2.1.1. Embout inférieur**

L'embout inférieur assure la distribution du fluide réfrigérant dans l'assemblage et supporte les charges verticales imposées à la structure. Cet embout, de section carrée, est en acier inoxydable. Il est constitué d'une plaque épaisse nervurée surmontée d'une plaque anti-débris de plus faible épaisseur. La plaque nervurée est supportée par quatre pieds constitués par des montants en forme d'équerre.

L'écoulement du fluide primaire dans l'assemblage s'effectue, en partant de la zone d'accès du fluide, par l'intermédiaire du réseau d'orifices de la plaque nervurée et de la plaque anti-débris.

La plaque anti-débris a pour objectif d'empêcher des corps migrants se trouvant dans le circuit primaire et susceptibles d'endommager les crayons de combustible, de venir se loger dans l'assemblage. Cette plaque limite également les déplacements des crayons vers le bas. Elle est ajourée par de multiples découpes carrées regroupées en motifs au droit des trous de passage du réfrigérant de la plaque nervurée. Ces découpes ont été dimensionnées pour s'assurer d'un filtrage efficace, tout en minimisant la perte de charge de l'embout.

L'assemblage est positionné dans le cœur grâce à deux pions de centrage, venant se placer dans les logements ménagés à cet effet dans deux pieds diagonalement opposés de l'embout inférieur.

#### **2.2.1.2. Embout supérieur**

L'embout supérieur a un rôle d'élément de structure de l'assemblage ; il constitue le plénum de sortie du réfrigérant et représente un logement de protection pour les éléments associés de l'assemblage.

L'embout supérieur est constitué par un cadre et une plaque adaptatrice réunis par une jupe mince de section carrée, par quatre ressorts de maintien et par divers éléments mécaniques d'assemblage. Les ressorts et leurs vis de fixation sont en alliage de nickel [ ], tous les autres éléments étant en acier inoxydable.

La plaque adaptatrice, de section carrée, est pourvue d'orifices permettant le passage du réfrigérant. 24 logements circulaires reçoivent les liaisons des tubes-guides. Les liaisons tube-guide / embout supérieur sont réalisées par l'intermédiaire d'une pièce fixée sur l'extrémité supérieure du tube-guide (par soudage ou expansion), et ensuite liée à l'embout supérieur, par un système permettant la démontabilité rapide lors d'opérations de réparation, ainsi qu'un dispositif assurant l'imperdabilité en fonctionnement.

La périphérie de l'embout supérieur ou « jupe » consiste en une enceinte à paroi mince. Elle limite la zone de divergence du réfrigérant et assure la liaison entre la plaque adaptatrice et le cadre.

Le cadre présente en son centre une importante ouverture qui permet le passage des grappes. Cette ouverture dirige la circulation du fluide vers les équipements internes supérieurs à travers la plaque supérieure du cœur.

Deux éléments parallélépipédiques ou « bossages », situés dans deux angles opposés du cadre, possèdent chacun un logement destiné à recevoir les pions de la plaque supérieure de cœur, assurant ainsi le positionnement rigoureux de l'assemblage.

Quatre ressorts multi-lames permettent d'exercer une force suffisante pour s'opposer à la poussée hydraulique du réfrigérant. Ces ressorts sont fixés sur le cadre à l'une de leurs extrémités, avec une force suffisante pour assurer la permanence de la liaison ressort-embout dans toutes les conditions de chargement des ressorts.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 16/33

STANDARD

La force de maintien est obtenue par flexion des ressorts à lames lors de la mise en place des équipements internes supérieurs.

La conception des ressorts permet également d'éviter le risque de libération accidentelle d'une partie de ressort dans le circuit primaire, dans le cas très improbable de la rupture d'un ressort.

L'embout supérieur assure également une protection partielle des éléments associés à l'assemblage, lors de la manutention du combustible sur le site de fabrication, et pendant son transport sur le site d'utilisation.

Enfin, l'embout supérieur porte l'identification de l'assemblage.

#### **2.2.1.3. Tubes-guides**

Les tubes-guides servent de guide aux crayons absorbants des grappes de commande, et de logement aux crayons sources de neutrons, aux crayons des grappes bouchons ainsi qu'à l'instrumentation du cœur.

Ce sont des tubes en alliages base Zirconium, dont le diamètre intérieur est réduit en partie inférieure.

Dans la partie supérieure (ou partie courante), l'espace annulaire entre tube-guide et crayon de grappe est suffisamment large pour permettre une insertion rapide des grappes de commande en cas d'arrêt automatique du réacteur, et une circulation du fluide réfrigérant satisfaisante en fonctionnement normal.

La réduction du diamètre de la partie inférieure du tube-guide appelée « rétreint » lui permet de jouer le rôle d'amortisseur hydraulique lorsque les grappes de commande s'y insèrent en fin de chute. La zone de transition entre les diamètres intérieurs est définie de façon à éviter une variation brusque de la géométrie. Des orifices calibrés sont prévus au-dessus du rétreint pour permettre la circulation du réfrigérant en fonctionnement normal et l'expulsion du fluide lors d'une chute de grappe entraînant l'arrêt du réacteur. L'extrémité inférieure du tube-guide est partiellement obturée par un bouchon soudé et percé d'un trou taraudé permettant la liaison avec l'embout inférieur par le biais d'une vis percée. A l'extrémité supérieure, l'embout supérieur est lié au tube-guide au moyen de deux rangées d'expansion quadrifoliées.

#### **2.2.1.4. Grilles de type 17 x 17**

Les crayons de combustible sont supportés par des grilles qui assurent leur maintien et leur espacement correct pendant le séjour de l'assemblage dans le cœur.

[ ]

Deux types de grilles sont utilisés pour chaque assemblage :

- Le premier type de grille comporte udes ailettes de mélange ; il est employé dans la région chaude de l'assemblage de combustible de façon à améliorer le mélange du réfrigérant.
- Le deuxième type de grille, placé à chaque extrémité de l'assemblage, ne possède pas d'ailette de mélange et n'a pour rôle que de positionner et de maintenir les crayons. Deux de ces grilles sont juxtaposées à l'extrémité inférieure de l'assemblage pour renforcer le maintien du crayon en partie basse.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 17/33

STANDARD

A la périphérie de chaque grille, des ailettes permettent d'éviter les accrochages entre grilles d'assemblages adjacents lors des opérations de chargement et déchargement du cœur.

Les dimensions de la grille tiennent compte du grandissement du matériau sous irradiation et assurent un jeu suffisant entre assemblages en fin de vie.

Au niveau d'une cellule de grille, chaque crayon est maintenu par un double système de ressorts et de bossettes dont l'action s'exerce dans deux plans perpendiculaires. La valeur de la force de contact entre grille et crayon de combustible est suffisamment élevée pour éviter une usure par vibration au contact avec le crayon et pour s'opposer à tout déplacement axial dû aux efforts hydrauliques, tout en limitant les efforts locaux imposés au gainage. Les grilles permettent néanmoins la dilatation thermique axiale des crayons de façon à éviter leur flambage ou leur déformation excessive.

Les cellules de passage des tubes-guides sont équipées de dispositifs permettant leur fixation au tube-guide (par exemples : languettes de soudage, manchon rapporté soudé ou expansé sur le tube-guide).

Les liaisons grille / tube-guide sont dimensionnées pour supporter les efforts de serrage dans le cas de liaisons vissées tubes-guides/embouts et les efforts d'interaction grille-crayon.

#### **2.2.1.5. Crayon de combustible**

Le crayon de combustible est constitué d'un tube en alliage de zirconium dans lequel sont empilées, soit des pastilles de dioxyde d'uranium faiblement enrichi (UNE ou URE), soit des pastilles de dioxyde mixte d'uranium et de Gadolinium (Gd), soit des pastilles de dioxyde mixte d'uranium et de plutonium (MOX). Ce tube est fermé hermétiquement à ses extrémités par des bouchons. La figure 4.2 FIG 3 donne une représentation schématique d'un crayon de combustible.

Les pastilles sont des orthocylindres constitués de poudre de dioxyde [ ]. Les extrémités de chaque pastille aux arêtes chanfreinées comportent des évidements sphériques pour compenser la différence axiale de dilatation entre le centre et la périphérie de la pastille.

Une chambre d'expansion est ménagée à l'extrémité supérieure du crayon pour accommoder le relâchement des gaz de fission produits pendant l'irradiation, ainsi que la dilatation différentielle axiale entre les pastilles et la gaine.

Dans cette chambre d'expansion, un ressort hélicoïdal en acier inoxydable est placé en appui sur la partie supérieure de la colonne de pastilles. Le ressort est conçu pour éviter les déplacements de la colonne fissile dans le crayon qui pourraient se produire lors des opérations de manutention, de transport ou de chargement dans le cœur.

Une chambre d'expansion complémentaire est prévue en partie inférieure du crayon. Une cale en acier inoxydable est introduite entre le bouchon inférieur et la colonne fissile pour positionner cette colonne.

Tous les crayons sont pressurisés à l'hélium afin de réduire les déformations par fluage diamétral de la gaine lors de la mise en pression du circuit primaire et ainsi éviter que la gaine soit solidaire des déformations de la colonne fissile dès le début de l'irradiation. La pressurisation initiale dépend du type de crayon (comportement des matériaux de pastille et de gainage).





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 18/33

STANDARD

### 2.2.2. Matériaux

Le tableau 4.2 TAB 4 donne les différents matériaux utilisés pour la fabrication de l'assemblage de combustible.

#### 2.2.2.1. Gaine de crayon de combustible

Les alliages de zirconium ont été choisis comme matériaux de gainage pour les caractéristiques suivantes :

- faible section efficace d'absorption (conception neutronique),
- propriétés mécaniques satisfaisantes : limite élastique, ductilité, tenue du matériau sous irradiation,
- bonne résistance à la corrosion dans le milieu réfrigérant (dont les caractéristiques sont spécifiées).

Le fluage dans les conditions de température et d'irradiation en réacteur est limité par une conception adaptée du crayon de combustible, en particulier par la pressurisation initiale à l'hélium des crayons.

L'optimisation métallurgique des alliages et le respect d'une spécification sur la teneur en humidité des pastilles ont permis de réduire la prise d'hydrogène et donc le risque de fragilisation.

#### 2.2.2.2. Combustible

Le combustible est constitué de dioxyde d'uranium (UNE ou URE) [ ], de dioxyde mixte d'uranium et de Gadolinium (Gd) [ ] ou de dioxyde mixte Uranium-Plutonium (MOX) [ ].

Le choix de ces matériaux a été guidé par leurs propriétés suivantes en cas de fissuration de la gaine :

- haute résistance à l'attaque chimique de l'eau,
- capacité à retenir les produits de fission (gazeux ou volatils).

Le choix d'une densité initiale élevée ainsi que l'optimisation de la microstructure des pastilles (spectres de porosité et taille des grains) permettent de limiter la densification en réacteur.

#### 2.2.2.3. Tubes-guides

L'adoption d'alliages base zirconium pour les tubes-guides permet de minimiser :

- les absorptions neutroniques stériles,
- les dilatations thermiques différentielles et les grandissements différentiels sous irradiation entre crayons et squelettes.

Elle se justifie en outre par les bonnes propriétés mécaniques de ces alliages.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 19/33

STANDARD

#### **2.2.2.4. Ressorts de maintien**

L'alliage de nickel [ ] des ressorts de maintien a été choisi pour ses propriétés mécaniques élevées et pour sa haute résistance à la corrosion en milieu aqueux. Il convient particulièrement aux ressorts de maintien et à leur vis de fixation pour lesquels il est nécessaire d'avoir un matériau peu sensible à l'effet de l'irradiation et aux phénomènes de fluage et de relaxation.

#### **2.2.2.5. Embouts**

Les embouts sont en acier inoxydable, choisi pour sa bonne résistance à la corrosion et ses excellentes propriétés mécaniques.

Les ressorts et leurs dispositifs de fixation sont en alliage de nickel [ ]. Les composants de liaison des embouts aux tubes-guides sont en acier inoxydable.

#### **2.2.2.6. Grilles**

Pour les grilles d'extrémité, situées dans des zones de flux réduit, on privilégie les matériaux possédant de bonnes propriétés mécaniques et une bonne résistance à la corrosion en milieu aqueux [ ].

Pour les plaquettes des grilles de mélange sous flux, on utilise des alliages base zirconium permettant de minimiser l'absorption neutronique des grilles et d'optimiser l'utilisation de la matière fissile. [ ]

### **2.2.3. Fabrication et contrôle**

Au cours des différentes étapes de fabrication, des précautions de qualité sont prises au stade des approvisionnements en matières ainsi qu'au cours des différents procédés mis en œuvre lors de la fabrication des composants élémentaires (fabrication des pastilles, laminage des tubes et plaquettes de grilles, ...). Des contrôles sont de même réalisés au cours des montages des sous-ensembles (soudage des bouchons de crayons, des grilles, montage des grilles...) et lors des opérations finales conduisant à la configuration définitive de l'assemblage (étape squelette, étape assemblage).

Des contrôles sont effectués au cours de ces diverses étapes de fabrication pour s'assurer que le produit obtenu a les aptitudes pour un comportement satisfaisant en réacteur (conformité des caractéristiques du produit fabriqué aux exigences déduites des analyses de performances en service) et que le processus de fabrication reste stable (bonne reproductibilité).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 20/33

STANDARD

L'obtention de la qualité requise sur le produit final est démontrée à la fois :

- par une maîtrise suffisante des divers procédés de fabrication. Par exemple, les traitements thermiques, les procédés de soudage, pour lesquels des essais préalables à la mise en production déterminent des plages obligatoires de réglage pour les paramètres ayant une influence décisive sur la qualité du produit sortant.
- par les divers contrôles de conformité possibles sur les produits aux diverses étapes clés de leur élaboration (examens visuels, contrôles dimensionnels, contrôles fonctionnels, contrôles non destructifs de santé, contrôles destructifs sur témoins...).

Les modalités de contrôle (contrôle à 100 %, contrôle statistique sur échantillon avec des niveaux de qualité requis, fréquence de prélèvement de témoins de production) sont adaptées à la nocivité des défauts à surveiller.

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 21/33

STANDARD

- [ ]
- [ ]
- [ ]
- [ ]
- [ ]
- [ ]
- [ ]
- [ ]
- [ ]
- [ ]

#### **2.2.4. Manutention et stockage de l'assemblage de combustible**

La mise en conteneur et le déchargement se font en position verticale. A l'arrivée sur le site, on vérifie l'état des indicateurs de surcharge équipant le conteneur et les assemblages de combustible subissent un examen visuel. Lors du stockage, les assemblages sont tous orientés de la même façon (un des coins est repéré par une marque) et la cinématique du mouvement qui les amènera dans le cœur du réacteur est identique pour tous les assemblages.

L'extrémité supérieure de l'assemblage de combustible est conçue pour recevoir un outil de manutention spécialement adapté et toute charge de levage ne doit être appliquée qu'à cette extrémité, l'assemblage étant en position verticale. Le levage de l'assemblage à partir de la position horizontale ne peut s'effectuer que par l'intermédiaire d'un berceau spécial supportant la structure sur toute sa longueur.

### **2.3. FONCTIONNEMENT**

#### **2.3.1. Fonctionnement normal**

En fonctionnement normal, des limitations sont imposées sur la vitesse de montée en puissance, en particulier après un arrêt de rechargement pour limiter l'interaction pastille gaine (voir sous-chapitre 13.2).

#### **2.3.2. Fonctionnement en conditions de référence PCC-2 à 4**

Il est décrit dans le chapitre 15.

### **3. ANALYSE DE SÛRETÉ**

#### **3.1. CONFORMITÉ À LA RÉGLEMENTATION**

Sans objet.

#### **3.2. RESPECT DES CRITÈRES FONCTIONNELS**

##### **3.2.1. EN FONCTIONNEMENT NORMAL**

La conception de l'assemblage de combustible est justifiée par trois démarches : les études analytiques, les essais mécaniques et les essais d'endurance en boucle hydraulique, et l'expérience d'irradiation.

Ce paragraphe s'applique également aux conditions de fonctionnement de référence PCC-2, l'approche suivie étant identique à celle suivie pour les conditions de fonctionnement de référence PCC-1.

##### **3.2.1.1. ÉTUDES ANALYTIQUES**

###### **3.2.1.1.1. ANALYSE DU CRAYON DE COMBUSTIBLE**

L'évaluation des performances du crayon combustible en régimes permanent et transitoire conclut au respect de l'ensemble des critères de conception du crayon [ ][ ]

L'évaluation du risque de rupture de gaine par Interaction Pastille-Gaine / Corrosion Sous Contrainte (IPG/CSC) en régime transitoire fait l'objet du chapitre 19.3.3.1.

###### **3.2.1.1.1.1. ÉVALUATION DES PERFORMANCES DE LA GAINÉ EN RÉGIME PERMANENT DE FONCTIONNEMENT**

Les phénomènes suivants sont pris en compte :

- fluage, déformation élastique et dilatation thermique de la gaine, allongement sous irradiation,
- densification, gonflement et dilatation thermique des pastilles,
- relâchement des gaz de fission,
- pression interne qui est fonction du relâchement des gaz de fission, de la géométrie du crayon et de la distribution de température.

Ces phénomènes sont évalués à partir d'un code de calcul contenant différents modèles et corrélations qui permettent de déterminer les performances du crayon pour une géométrie, un historique de puissance et une distribution axiale de puissance donnés. Ce code prend en compte les caractéristiques thermohydrauliques du fluide primaire et de son interaction avec la gaine.

La pression interne, la distribution de température dans la gaine et la pastille, les contraintes et la déformation de la gaine, la corrosion externe de la gaine, la déformation des pastilles, la densité du combustible, le jeu pastille-gaine et la quantité de gaz de fission relâchés sont déterminés en fonction de l'épuisement du combustible.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 23/33

STANDARD

Le transfert de chaleur entre pastille et gaine est déterminé en fonction de la composition et de la pression du mélange de gaz, de la température moyenne et de la taille du jeu pastille-gaine ou de la pression de contact entre la pastille et la gaine.

Les études en régime permanent de fonctionnement permettent de vérifier les bonnes performances de la gaine.

#### **3.2.1.1.1.2.ÉVALUATION DES PERFORMANCES DE LA GAINÉ EN RÉGIME TRANSITOIRE**

Les crayons de combustible subissent de nombreux transitoires de puissance durant leur séjour en réacteur. Ces transitoires sont dus d'une part aux manœuvres volontaires réalisées en fonctionnement normal (suivi de réseau, fonctionnement prolongé à puissance réduite), d'autre part aux séquences incidentelles susceptibles de se produire et dont le nombre demeure restreint.

Le comportement du crayon pendant les transitoires de puissance est étudié pour vérifier que les critères de conception ne sont pas dépassés.

Le jeu initial pastille-gaine diminue en cours d'irradiation jusqu'à atteindre le contact pastille-gaine sous l'effet, d'une part, de la dilatation thermique et du gonflement de la pastille, d'autre part du fluage de la gaine vers l'intérieur dû à la différence entre la pression interne du crayon et celle du fluide réfrigérant. Un état d'équilibre thermomécanique s'établit alors entre la pastille et la gaine en fonctionnement stable.

La dilatation plus importante de l'oxyde d'uranium ou de l'oxyde mixte d'uranium et de plutonium par rapport à celle du matériau de gainage entraîne une poussée de la pastille sur la gaine lors des accroissements de température induits par toute augmentation de puissance. Ces élévations de température contribuent au relâchement d'une fraction des produits de fission retenus dans la pastille. Les valeurs de contraintes, des déformations et de la pression interne qui résultent de ces phénomènes sont comparées aux valeurs limites de conception.

Les études en régime transitoire permettent de vérifier que les contraintes et déformations restent inférieures aux valeurs limites qui ont été définies pour éviter les risques de rupture de la gaine.

La synthèse des démonstrations de sûreté concernant ce phénomène est présentée dans le chapitre 19.

#### **3.2.1.1.1.3.FLEXION DES CRAYONS**

L'étude de la flexion des crayons sous charge axiale (notamment l'arcure des crayons sous irradiation) est décrite dans le paragraphe 3.2.1.4.

#### **3.2.1.1.2.ANALYSE DE L'ASSEMBLAGE DE COMBUSTIBLE**

L'évaluation des performances de l'assemblage de combustible conclut à l'intégrité mécanique de l'ensemble des composants de l'assemblage [ ]. [ ]

##### **3.2.1.1.2.1.ÉTUDE STATIQUE**

C'est l'étude des charges mécaniques, hydrauliques, thermiques et des charges dues à l'irradiation en régime permanent.

L'assemblage de combustible est représenté par un modèle analytique [ ].



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 24/33

STANDARD

On étudie séparément les différents cas correspondant aux gradients de température et d'épuisement. Les intensités de contraintes calculées restent bien, dans tous les cas, inférieures aux limites imposées.

De plus, il est vérifié que le dimensionnement du système de maintien de l'assemblage est suffisant pour se prémunir contre l'envol de l'assemblage[ ]. Cette évaluation est réalisée dans les conditions hydrauliques de conception définies par les analyses thermohydrauliques conduites sur le réacteur EPR de Flamanville 3 et notamment à partir des coefficients de perte de charge des composants de l'assemblage[ ].

#### 3.2.1.1.2.2. VIBRATIONS

La vitesse élevée de l'écoulement du fluide réfrigérant dans le cœur introduit une énergie susceptible de créer ou d'entretenir les vibrations de composants. Au niveau de l'assemblage, on distingue trois formes de vibrations : les vibrations forcées (étude de résonance), les vibrations dues aux écoulements transversaux existant dans le cœur, et les vibrations dues à l'écoulement longitudinal dans le faisceau des tubes.

##### - Vibrations forcées

Les vibrations forcées sont de deux ordres : les mouvements vibratoires des structures des équipements internes, dans les gammes de fréquences plus élevées que celles de l'assemblage, et les mouvements vibratoires créés par les excitations propres à l'écoulement, fluctuations de l'effort hydraulique liées aux fréquences de pompes primaires et toujours de faible énergie à l'entrée du cœur.

L'étude effectuée est une analyse modale de l'assemblage pour caractériser les fréquences et modes propres. Un très important amortissement dans l'assemblage et l'examen de fréquences montrent l'absence de problèmes de résonance.

##### - Vibrations sous écoulement

Dans les vibrations sous écoulement, sont distingués divers mécanismes d'excitation (turbulence, tourbillons de VON KARMAN, vibrations de type fluide - élastique).

A partir de données d'écoulement transverses enveloppes[ ] définies par les analyses thermohydrauliques de l'assemblage[ ] et des corrélations expérimentales, on vérifie que le crayon ne présente pas d'instabilité vibratoire sous ces excitations et on évalue son amplitude de vibration.

#### 3.2.1.1.2.3. AUTRES COMPOSANTS DE L'ASSEMBLAGE

##### Tubes-guides

Le calcul des contraintes dans les tubes-guides est effectué pour tous les cas de chargement de l'assemblage et les valeurs calculées sont comparées aux valeurs admissibles.

##### Grilles

L'espacement des canaux d'écoulement et la force exercée par les ressorts sont étudiés statistiquement sur les grilles en cours de fabrication. A partir de ces valeurs, on calcule des forces de glissement du crayon dans la cellule dans des conditions nominales de température et d'irradiation.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 25/33

STANDARD

D'autre part, les supportages de grilles sont modélisés au moyen d'éléments structuraux (type de ressorts, éléments de glissement) permettant de simuler les interfaces crayons-grilles. Cette modélisation permet d'intégrer les caractéristiques des grilles au niveau des modèles d'études de comportement mécanique de l'assemblage.

#### Embout inférieur

L'étude de l'embout inférieur soumis à des charges axiales transmises par les tubes-guides est réalisée soit analytiquement, à l'aide d'un modèle aux éléments finis, soit à partir d'essais.

Les contraintes maximales ainsi déterminées respectent les limites définies précédemment.

#### Embout supérieur

La justification de l'intégrité mécanique de l'embout supérieur concerne principalement la plaque adaptatrice. L'étude analytique est réalisée au moyen d'un modèle aux éléments finis.

Les conclusions de l'analyse sont similaires à celles du paragraphe précédent.

#### Ressort de maintien

Les flèches du ressort sont calculées en fonction du comportement de l'assemblage en réacteur compte tenu de la déformation permanente du ressort induite lors du montage des équipements internes supérieurs dans le cœur.

Ces études permettent de montrer que le ressort conserve une force de maintien suffisante pendant la durée de vie de l'assemblage.

### **3.2.1.2. ESSAIS DE VALIDATION DE LA CONCEPTION MÉCANIQUE**

Ces essais ont pour objectifs principaux :

- de fournir les différents paramètres nécessaires aux études analytiques (données et recalage des modèles d'étude),
- d'obtenir une connaissance précise du comportement de l'assemblage et de ses constituants, et de leurs limites de fonctionnement.

Les principaux essais réalisés, leurs buts et les principales conclusions sont résumés ci-après.

#### **3.2.1.2.1. ESSAIS SUR LES RESSORTS DE MAINTIEN**

Il s'agit d'essais de compression permettant :

- de déterminer la courbe caractéristique force-flèche des ressorts de maintien,
- de vérifier l'intégrité mécanique de la vis et des lames de ressort sous l'effet de charges enveloppes et de cyclages mécaniques.

Leur objectif est de montrer que la fonction maintien du ressort est préservée dans tous les cas de chargement correspondant au fonctionnement normal (condition de fonctionnement de référence PCC-1).





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 26/33

STANDARD

[ ]

### **3.2.1.2.2.ESSAIS SUR LA LIAISON CRAYON-GRILLE**

Il s'agit des essais suivants :

- détermination des caractéristiques des ressorts de grille,
- détermination de la force de glissement du crayon dans la cellule de grille.

Leur objectif est de montrer que les modèles mathématiques utilisés pour étudier la structure permettent la détermination de ses caractéristiques utilisées lors des analyses suivantes :

- étude du comportement latéral de l'assemblage de combustible,
- étude du régime vibratoire du crayon et des phénomènes d'usure,
- étude des sollicitations axiales sur l'assemblage de combustible, dues à l'expansion différentielle crayon/tubes-guides.

### **3.2.1.2.3.ESSAIS SUR LA LIAISON TUBE-GUIDE/GRILLE**

Il s'agit de déterminer la résistance mécanique de la liaison sous un effort axial et, le cas échéant (grille d'extrémité), sous une sollicitation de torsion.

L'objectif est de vérifier l'intégrité mécanique de la liaison soumise aux sollicitations de conception.

### **3.2.1.2.4.ESSAIS SUR GRILLES**

Il s'agit de déterminer les caractéristiques latérales statiques (raideur, charge de flambage statique) et dynamiques (raideur, amortissement sous impact, charge de flambage dynamique).

L'objectif est de prouver, en particulier, qu'il n'y a pas de risque de flambage des grilles, susceptible de gêner la chute des grappes de commande dans l'hypothèse pénalisante du cumul des chargements dus au séisme et de l'accident de perte de réfrigérant primaire le plus pénalisant.

### **3.2.1.2.5.ESSAIS SUR EMBOUTS SUPÉRIEUR ET INFÉRIEUR**

Il s'agit d'essais de mise en charge axiale de chaque embout (détermination des raideurs axiales et de la distribution des contraintes ou des déformations dans les plaques adaptatrices).

L'objectif est de permettre de vérifier la résistance des embouts sous les charges maximales de conception.

### **3.2.1.2.6.ESSAIS SUR L'ASSEMBLAGE DE COMBUSTIBLE**

#### Essais statiques

Il s'agit d'essais de mises en charge latérale et axiale de l'assemblage (détermination des raideurs, répartition de contraintes dans les tubes-guides, stabilité).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 27/33

STANDARD

L'objectif est de montrer que les caractéristiques statiques de l'assemblage, jointes à celles précédemment obtenues sur les composants, permettent d'élaborer les deux modèles de calcul statique axial et latéral, utilisés pour les analyses de fonctionnement normal (condition de fonctionnement de référence PCC-1). La comparaison des résultats d'essais aux résultats d'analyse permet de justifier les modèles utilisés lors de l'analyse du comportement de l'assemblage.

#### Essais dynamiques

Il s'agit d'essais de vibrations libres de l'assemblage et d'essais d'impacts latéral et axial (détermination de la fréquence propre, de l'amortissement et de la répartition des contraintes lors d'un impact).

L'objectif de ces essais est de fournir les données nécessaires aux études de tenue au séisme et lors d'accident par rupture du circuit primaire. Ils permettent d'estimer la représentativité des modèles analytiques, de vérifier le comportement vibratoire de l'assemblage en régime normal et de s'assurer que la résistance de celui-ci permet de supporter les charges maximales d'impact.

### **3.2.1.3. ESSAIS DE VÉRIFICATION DE LA CONCEPTION HYDRAULIQUE**

Ces essais, réalisés en boucle hydraulique, permettent de reproduire les conditions de température, pression et écoulement auxquelles est soumis l'assemblage de combustible en fonctionnement normal.

Les principaux essais sont résumés ci-après.

#### **3.2.1.3.1. DÉTERMINATION DES SOLlicitATIONS HYDRAULIQUES SUR L'ASSEMBLAGE DE COMBUSTIBLE**

Il s'agit de mesurer les pertes de charge et d'en déduire les efforts axiaux sur l'assemblage, en fonction du débit.

L'objectif est de permettre de vérifier les données hydrauliques. Ils permettent également de déterminer les efforts hydrauliques sur les différents constituants de l'assemblage et de justifier la conception des ressorts de maintien.

#### **3.2.1.3.2. ESSAIS DE CHUTE DE GRAPPES DE COMMANDE**

Il s'agit de mesurer le temps de chute jusqu'à l'entrée de l'amortisseur ainsi que le temps nécessaire pour parcourir celui-ci.

L'objectif est de justifier la conception des tubes-guides. Ils permettent de vérifier le temps de chute des grappes et le respect des critères de conception.

#### **3.2.1.3.3. ESSAIS D'ENDURANCE SUR ASSEMBLAGE ET GRAPPE DE COMMANDE**

Il s'agit des essais suivants :

- simulation des mouvements de la grappe dans l'assemblage,
- étude de l'influence des caractéristiques des cellules de grilles sur le risque d'usure des crayons par vibration sous écoulement.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 28/33

STANDARD

L'objectif est de justifier la conception de l'assemblage, en particulier de vérifier que les caractéristiques des éléments de supportages sont de nature à prévenir une usure significative des crayons par petits débattements. [ ]

#### **3.2.1.4. EXPÉRIENCE D'IRRADIATION DU COMBUSTIBLE**

Diverses vérifications expérimentales, décrites dans ce paragraphe, spécifiques de ce type de combustible ou extrapolées à partir d'essais réalisés pour des combustibles de conception voisine ont pour but de contrôler les conceptions mécanique et thermohydraulique.

##### **3.2.1.4.1. EXPÉRIENCE D'EXPLOITATION DANS LES RÉACTEURS DE PUISSANCE**

L'ensemble des résultats d'exploitation indique un comportement satisfaisant des crayons de combustible. Notamment, le taux de crayons défectueux est très faible et les niveaux d'activité en produits de fission observés dans le réfrigérant primaire sont bien inférieurs aux limites prises en compte dans la conception du circuit de contrôle volumétrique et chimique du fluide primaire.

Les améliorations de la conception ont permis de remédier efficacement aux quelques défauts qui avaient pu apparaître lors des premières exploitations en réacteur de crayons de combustible à gaine en alliage base zirconium.

Il s'agissait principalement :

- de l'hydruration interne des gaines,
- de la densification des pastilles et flambage circonférentiel des gaines dans les zones où celles-ci ne sont plus soutenues,
- de l'arcure des crayons entre grilles,
- de l'usure des crayons par fretting.

Pour le premier cas, ce phénomène était dû à une teneur excessive en humidité des pastilles d'oxyde. Depuis que la définition d'une spécification sévère sur l'humidité des pastilles est utilisée, ce défaut n'est plus apparu.

Dans le deuxième cas, le combustible des toutes premières générations était caractérisé par de faibles densités de l'oxyde et de faibles pressurisations des crayons. Quelques cas de densification avaient été constatés en réacteur. Une telle densification était due à la disparition de pores de petite taille en début de vie jusqu'au moment où le gonflement compense le phénomène. Les effets éventuels pouvaient être une réduction de la longueur de la colonne de pastilles (augmentation de la puissance linéique moyenne), voire même une formation de vides dans l'empilement, avec comme conséquence la présence de pics locaux de puissance apparaissant dans les crayons voisins ainsi qu'un risque pour la gaine de subir d'abord un affaissement lent par fluage et ensuite, par instabilité, l'écrasement par flambage.

Les solutions qui ont permis de minimiser les effets de densification et les risques d'affaissement de la gaine ont été, principalement, l'augmentation de la densité et l'optimisation de la microstructure des pastilles ainsi que la pressurisation interne initiale des crayons.

Ces solutions techniques se sont montrées efficaces en exploitation en réacteur.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 29/33

STANDARD

Pour le troisième cas, l'arcure des crayons a été observée sur un certain nombre d'assemblages et un important effort a été mené pour comprendre la cause et les effets de ce phénomène. Cette arcure peut être attribuée à divers paramètres tels que : élongation différentielle crayon/tubes-guides, existence d'une valeur seuil de glissement au niveau des grilles, hétérogénéité azimutale de la température et du flux sur une même gaine, variation circonférentielle d'épaisseur de la gaine.

L'étude des conséquences de cette arcure montre qu'il n'y a pas de risque de voir la structure se déformer.

Par conception, un jeu suffisant crayons-plaques d'embouts est réservé pour éviter tout flambage axial du combustible dû à une interférence crayons-embouts par grandissement différentiel des gaines et du squelette sous irradiation.

Pour le quatrième cas, le fretting étant survenu en partie inférieure de l'assemblage, les fournisseurs ont ajouté une grille supplémentaire en bas de l'assemblage combustible. Cette grille permet d'améliorer le maintien de la partie inférieure du crayon, et de limiter son amplitude de débattement quel que soit l'épuisement.

Concernant la structure de l'assemblage, le phénomène de déformation des assemblages combustibles peut engendrer une variation de la taille de la lame d'eau – espace en cœur entre deux grilles situées à une même hauteur pour deux assemblage de combustible adjacents – par rapport à sa valeur nominale.

Plusieurs évolutions de produit combustible ont déjà été introduites sur le Parc et d'autres sont actuellement à l'étude pour limiter les déformations d'assemblages [ ]; le combustible retenu pour l'EPR intègre ces évolutions.

#### **3.2.1.4.2. PROGRAMME D'ESSAIS ET DE SUIVI D'IRRADIATION**

Outre les essais hors réacteur destinés, en premier lieu, à déterminer les caractéristiques mécaniques des gaines, d'importants programmes d'essais et de suivi d'irradiation permettent de démontrer la fiabilité des crayons de combustible à gaine en alliage de zirconium et d'explorer leurs limites de fonctionnement.

Les principaux buts de ces programmes d'irradiation sont de :

- démontrer les performances du combustible pour différentes combinaisons du niveau de puissance et de l'épuisement,
- déterminer les propriétés des matériaux et leur comportement en réacteur.

Les examens portent principalement sur les domaines suivants :

- comportement du crayon en régime permanent (fluage de la gaine, gonflement et densification du combustible, relâchement des gaz de fission, contraintes et déformations de la gaine),
- réactions chimiques gaine-réfrigérant et gaine-combustible,
- comportement du crayon en régime transitoire et en suivi de charge (interaction pastille-gaine, fatigue de la gaine).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 30/33

STANDARD

Des programmes de surveillance sont mis en place pour chaque nouveau produit. Les principaux objectifs de ce programme de surveillance sont de :

- vérifier les prédictions du comportement du combustible dans des conditions représentatives de fonctionnement,
- améliorer les connaissances de base en vue d'apporter d'éventuelles améliorations à la méthodologie de conception du combustible et d'augmenter la fiabilité du produit.

### **3.2.2. EN CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT DE RÉFÉRENCE PCC-3 A 4**

#### **3.2.2.1. ÉTUDE STATIQUE**

Les valeurs des intensités de contraintes résultant de l'analyse conservative des conditions de fonctionnement de référence PCC-3 et 4 restent toujours inférieures aux intensités de contrainte maximale admissible.

#### **3.2.2.2. ÉTUDE DYNAMIQUE**

L'étude des charges dynamiques imposées à l'assemblage comprend essentiellement l'étude de l'arrêt automatique du réacteur (chute des grappes de commande) et les études d'accidents (rupture de tuyauterie primaire, séisme). Les charges obtenues sont superposées aux charges permanentes afin de s'assurer du bon comportement de l'assemblage.

##### Arrêt automatique du réacteur

Il se traduit par une surpression dans la partie inférieure des tubes-guides au moment où l'extrémité des crayons pénètre dans l'amortisseur et par une force d'impact de l'araignée de la grappe sur la plaque adaptatrice en fin de course des grappes de commande.

Un modèle analytique représentant l'assemblage permet de déterminer les distributions de contraintes dans les composants de la structure (tube-guide, embout supérieur...).

L'analyse de fatigue est faite en supposant un nombre maximal de chutes de grappes pendant la durée d'irradiation en réacteur de l'assemblage. L'étude, réalisée avec une grande marge de sécurité, montre que les contraintes restent faibles et n'ont pas de conséquences sur l'intégrité de l'assemblage, quel que soit le nombre de cycles envisagé.

##### Séisme de dimensionnement

On étudie les réactions de l'assemblage aux excitations axiales et transversales.

Dans la direction verticale, les mouvements sismiques sont susceptibles d'induire des variations d'efforts verticaux par rapport au poids propre de l'assemblage. Ces variations d'efforts sont combinées [ ] avec celles de l'APRP (voir alinéa suivant). Le résultat obtenu permet de vérifier les critères de contrainte et de stabilité des composants de l'assemblage.

Si les forces horizontales sont suffisamment élevées, l'assemblage se déforme et vient buter contre l'assemblage voisin ou l'enveloppe du cœur.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 31/33

STANDARD

Deux aspects sont à considérer :

- étude des forces exercées sur les grilles lors de l'impact,
- étude des contraintes dans les tubes-guides d'assemblages.

L'analyse réalisée est une analyse dynamique. Une étude préalable sur la cuve et les équipements internes du réacteur fournit les données nécessaires (mouvement des plaques du cœur). [ ]

On réalise ensuite une étude sur [ ] assemblages [ ]. L'analyse montre que les forces d'écrasement sur les grilles restent inférieures à la charge critique de flambage. Cette analyse fournit les données nécessaires à l'étude de la distribution des contraintes dans l'assemblage. Les déformées conduisant aux contraintes maximales dans les tubes guide sont retenues dans l'analyse.

On vérifie que les contraintes obtenues restent inférieures aux contraintes admissibles maximales données par le code RCC-M, qui reprend les exigences du code ASME.

#### Accident par rupture de tuyauterie primaire

En cas de rupture d'une branche primaire chaude, une dépression brutale parcourt le volume correspondant aux équipements internes supérieurs alors que la partie basse du cœur reste à la pression de fonctionnement. Les assemblages de combustible sont entraînés vers le haut, décollent de la plaque inférieure, puis, sont projetés vers le bas et viennent buter sur la plaque inférieure du cœur. L'étude fait apparaître quelques rebonds de l'assemblage mais l'amortissement du mouvement est très rapide.

En cas de rupture de branche primaire froide, le volume de la partie basse du cœur subit une dépression brutale avant les équipements internes supérieurs. Une force d'écrasement est appliquée sur le cœur qui, par réaction du support, est entraîné vers le haut avant de revenir buter sur la plaque inférieure du cœur selon un schéma semblable au cas précédent.

L'accident de perte de réfrigérant primaire (APRP) se traduit également par des efforts dissymétriques sur l'enveloppe de cœur ; il entraîne, par des oscillations horizontales des structures supportant l'assemblage de combustible, des effets analogues à ceux du séisme (déformation latérale des assemblages et impacts au niveau des grilles).

Les déformations d'assemblage et les efforts d'impacts sur embout ou grille sont évalués au moyen des divers modèles d'analyse mécanique d'accident [ ]

[ ]

#### Accident de dimensionnement

Le dimensionnement de l'assemblage de combustible est vérifié en combinant [ ] les effets du séisme de dimensionnement et l'accident de perte de réfrigérant primaire le plus pénalisant.

Cette analyse montre que la structure de l'assemblage conserve son intégrité mécanique :

- les contraintes dans les embouts et les tubes-guides restent en dessous des limites spécifiées,
- la compression maximale de l'assemblage ne conduit pas à instabilité des tubes-guides,
- les forces d'impact au niveau des grilles sont inférieures à la charge critique de flambage.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 32/33

STANDARD

**3.3. CONFORMITÉ AUX EXIGENCES RELATIVES À LA CONCEPTION**

Le RCC-C et le RCC-M sont appliqués pour la conception mécanique de l'assemblage.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2

SECTION : -

PAGE : 33/33

STANDARD

**LISTE DES RÉFÉRENCES**

- [1]            []
- [2]            []
- [3]            []





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2  
SECTION : -  
TABLEAU : 1  
PAGE : 1/1  
STANDARD

4.2 TAB 1 : []

[]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2  
SECTION : -  
TABLEAU : 2  
PAGE : 1/1  
STANDARD

4.2 TAB 2 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2  
SECTION : -  
TABLEAU : 3  
PAGE : 1/1  
STANDARD

**4.2 TAB 3 : ASSEMBLAGE DE COMBUSTIBLE — CARACTÉRISTIQUES GÉNÉRALES**

PARAMÈTRES	AFA 3GLE
Nombre de crayons de combustible par assemblage	265
Nombre d'assemblages	241
Pas des assemblages, mm	215,04
Pas des crayons, mm	12,6
Longueur active moyenne du combustible, mm	4200
Diamètre du crayon de combustible, mm	9,50
Diamètre extérieur du tube-guide, mm	12,45
Épaisseur du tube-guide en partie courante, mm	0,60
Nombre de tubes-guides par assemblage	24



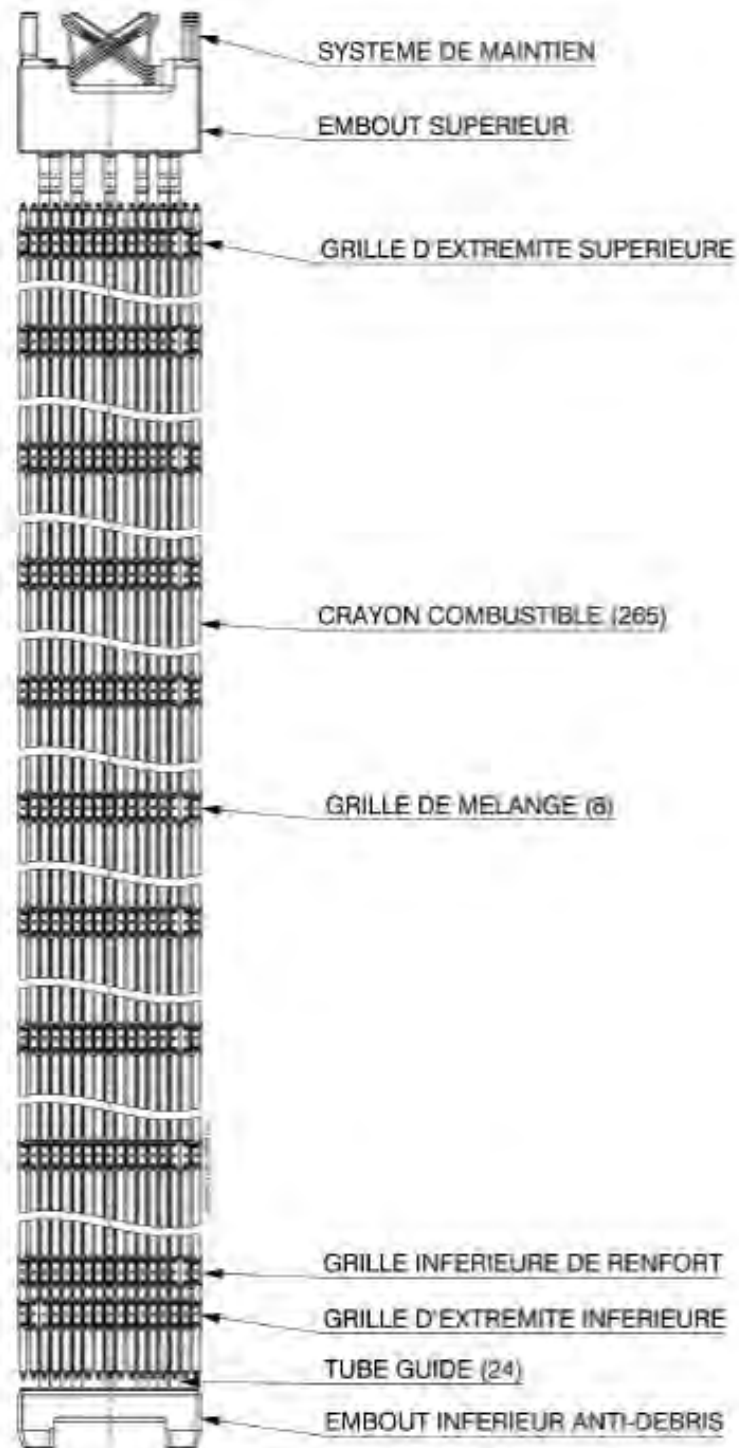
**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 4.2  
SECTION : -  
TABLEAU : 4  
PAGE : 1/1  
STANDARD

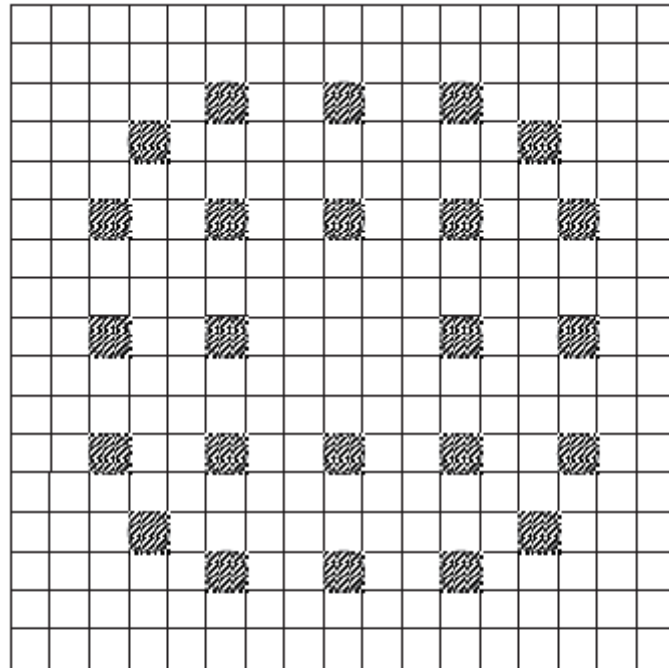
**4.2 TAB 4 : ASSEMBLAGE DE COMBUSTIBLE — MATÉRIAUX UTILISÉS**

ÉLÉMENTS CONSTITUANTS	MATÉRIAUX
Pastilles de combustible	Dioxyde d'uranium (UNE ou URE) ou Dioxyde mixte d'uranium et de gadolinium (Gd) ou Dioxyde mixte d'uranium et de plutonium (MOX)
Gainage de crayon de combustible	Alliage de Zirconium
Ressort de crayon de combustible	Acier inoxydable
Ensemble tube-guide	Alliage de Zirconium
Vis de fixation du tube-guide sur l'embout inférieur	Acier inoxydable
Liaison entre le tube-guide et l'embout supérieur	Composants en acier inoxydable et alliages base Nickel
Cale inférieure du crayon combustible	Acier inoxydable
Ressorts de maintien	Alliage de nickel [ ]
Vis de fixation des ressorts	Alliage de nickel [ ]
Embout inférieur	Acier inoxydable
Embout supérieur	Acier inoxydable
Plaquettes de grilles	Alliage de Zirconium
Ressorts de grille	Alliage de nickel [ ]

4.2 FIG 1 : SCHÉMA DE PRINCIPE DE L'ASSEMBLAGE COMBUSTIBLE



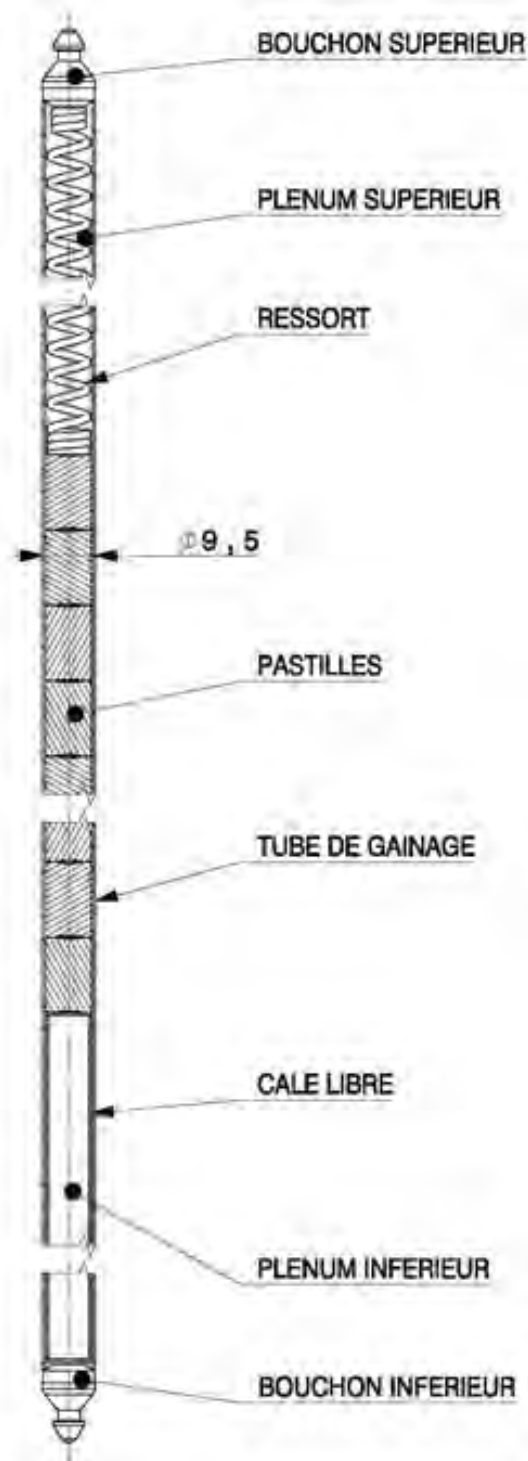
**4.2 FIG 2 : DESCRIPTION RADIALE D'UN ASSEMBLAGE COMBUSTIBLE**



 CRAYON COMBUSTIBLE

 TUBE-GUIDE

4.2 FIG 3 : SCHÉMA D'UN CRAYON DE COMBUSTIBLE





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP :  
ANNEXE 4

SECTION : -  
PAGE : 1/4  
STANDARD

**SOMMAIRE**

<b>ANNEXE 4.CODES DE CALCUL UTILISÉS DANS LE CHAPITRE 4 .....</b>	<b>3</b>
1. [ ] .....	3
2. [ ] .....	3
3. [ ] .....	3
4. [ ] .....	3
5. [ ] .....	3
6. [ ] .....	3
7. [ ] .....	3
8. [ ] .....	3
9. [ ] .....	3
<b>LISTE DES RÉFÉRENCES .....</b>	<b>4</b>





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP :  
ANNEXE 4

SECTION : -  
PAGE : 2/4  
STANDARD



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP :  
ANNEXE 4

SECTION : -  
PAGE : 3/4  
STANDARD

**ANNEXE 4.CODES DE CALCUL UTILISÉS DANS LE**  
**CHAPITRE 4**

**1. [ ]**

[ ]

**2. [ ]**

[ ]

**3. [ ]**

[ ]

**4. [ ]**

[ ]

**5. [ ]**

[ ]

**6. [ ]**

[ ]

**7. [ ]**

[ ]

**8. [ ]**

[ ]

**9. [ ]**

[ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP :  
ANNEXE 4

SECTION : -  
PAGE : 4/4  
STANDARD

**LISTE DES RÉFÉRENCES**

- [1]            []
- [2]            []
- [3]            []
- [4]            []
- [5]            []
- [6]            []
- [7]            []
- [8]            []
- [9]            []
- [10]           []



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOMMAIRE  
CHAPITRE : 9

**SOMMAIRE CHAPITRE 9**

**9 - SYSTÈMES AUXILIAIRES**

**9.1 - ENTREPOSAGE ET MANUTENTION DU COMBUSTIBLE**

**9.1.4 - SYSTÈME DE MANUTENTION DU COMBUSTIBLE**

**9.1.5 - AUTRES SYSTÈMES DE MANUTENTION**

**9.1.6 - CONCEPTION DU REVÊTEMENT DES PISCINES (HORS IRWST)**



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.1  
PAGE : 1/18  
STANDARD

## SOMMAIRE

9.	SYSTÈMES AUXILIAIRES .....	5
9.1.	ENTREPOSAGE ET MANUTENTION DU COMBUSTIBLE .....	5
9.1.1.	RÂTELIER D'ENTREPOSAGE À SEC DU COMBUSTIBLE NEUF .....	5
0.	EXIGENCES DE SÛRETÉ .....	5
0.1.	FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	5
0.1.1.	CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....	5
0.1.2.	EVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	5
0.1.3.	CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES .....	5
0.1.4.	CONTRIBUTIONS INDIRECTES AUX FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	5
0.1.5.	CONTRIBUTIONS SPÉCIFIQUES À LA PROTECTION CONTRE LES	
	AGRESSIONS .....	6
0.1.6.	CONTRIBUTIONS À L'ÉLIMINATION PRATIQUE .....	6
0.2.	CRITÈRES FONCTIONNELS .....	6
0.2.1.	CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....	6
0.2.2.	EVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	6
0.2.3.	CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES .....	6
0.2.4.	CONTRIBUTIONS INDIRECTES AUX FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	6
0.3.	EXIGENCES RELATIVES À LA CONCEPTION .....	7
0.3.1.	EXIGENCES ISSUES DES CLASSEMENTS DE SÛRETÉ .....	7
0.3.2.	EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES .....	8
0.3.3.	AGRESSIONS .....	9
0.3.4.	DIVERSIFICATION .....	9
0.3.5.	RADIOPROTECTION .....	9
0.3.6.	EXIGENCES LIÉES AU FONCTIONNEMENT, À LA MAINTENANCE ET	
	À L'ACCESSIBILITÉ LONG TERME .....	9
0.4.	ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE .....	10
0.4.1.	ESSAIS DE DÉMARRAGE .....	10
0.4.2.	SURVEILLANCE EN EXPLOITATION .....	10
0.4.3.	ESSAIS PÉRIODIQUES .....	10
0.4.4.	MAINTENANCE .....	10
1.	RÔLE DU SYSTÈME .....	10
1.1.	RÔLE DU SYSTÈME PENDANT L'EXPLOITATION NORMALE DE LA	
	TRANCHE .....	10



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.1  
PAGE : 2/18  
STANDARD

1.2.	RÔLE DU SYSTÈME DANS LES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT PCC-2 À PCC-4, RRC-A, EN ACCIDENT GRAVE ET SITUATIONS AGRESSIONS .....	11
2.	BASES DE CONCEPTION .....	11
2.1.	HYPOTHÈSES GÉNÉRALES DE FONCTIONNEMENT.....	11
2.2.	HYPOTHÈSES DE DIMENSIONNEMENT.....	11
2.2.1.	CONTRIBUTION INDIRECTE À LA MAÎTRISE DE LA RÉACTIVITÉ .....	11
2.2.2.	CONTRIBUTION INDIRECTE AU CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES.....	11
2.3.	AUTRES HYPOTHÈSES.....	12
3.	DESCRIPTION — FONCTIONNEMENT .....	12
3.1.	DESCRIPTION .....	12
3.1.1.	DESCRIPTION GÉNÉRALE DU SYSTÈME.....	12
3.1.2.	DESCRIPTION DES MATÉRIELS PRINCIPAUX .....	12
3.1.3.	DESCRIPTION DES DISPOSITIONS D'INSTALLATIONS PRINCIPALES .....	12
3.2.	FONCTIONNEMENT .....	12
3.2.1.	FONCTIONNEMENT EN RÉGIME NORMAL DE LA TRANCHE.....	13
3.2.2.	FONCTIONNEMENT EN RÉGIME PERMANENT DU SYSTÈME.....	13
3.2.3.	FONCTIONNEMENT EN RÉGIME TRANSITOIRE .....	13
3.2.4.	FONCTIONNEMENT EN RÉGIME NORMAL DE LA TRANCHE.....	13
4.	ANALYSE DE SÛRETÉ.....	13
4.1.	CONFORMITÉ À LA REGLEMENTATION .....	13
4.2.	RESPECT DES CRITÈRES FONCTIONNELS .....	13
4.2.1.	CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....	13
4.2.2.	ÉVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	13
4.2.3.	CONFINEMENT DE SUBSTANCES RADIOACTIVES .....	13
4.2.4.	CONTRIBUTIONS INDIRECTES À L'ACCOMPLISSEMENT DES FONCTIONS DE SÛRETÉ.....	14
4.3.	CONFORMITÉ AUX EXIGENCES DE CONCEPTION.....	15
4.3.1.	EXIGENCES ISSUES DU CLASSEMENT DE SÛRETÉ .....	15
4.3.2.	EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES .....	15
4.3.3.	AGRESSIONS.....	16
4.3.4.	DIVERSIFICATION.....	16
4.3.5.	RADIOPROTECTION .....	16
4.3.6.	FONCTIONNEMENT, MAINTENANCE ET ACCESSIBILITÉ LONG TERME.....	17
4.3.7.	SYSTÈME TEL QUE RÉALISÉ.....	17
4.4.	ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE.....	17



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.1  
PAGE : 3/18  
STANDARD

**4.4.1. ESSAIS DE DÉMARRAGE .....17**  
**4.4.2. SURVEILLANCE EN EXPLOITATION .....17**  
**4.4.3. ESSAIS PÉRIODIQUES .....17**  
**4.4.4. MAINTENANCE .....17**

**LISTE DE RÉFÉRENCES .....18**



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1

SECTION : 9.1.1

PAGE : 4/18

STANDARD

**FIGURES :**

9.1.1 FIG 1 [ ]





## **9. SYSTÈMES AUXILIAIRES**

### **9.1. ENTREPOSAGE ET MANUTENTION DU COMBUSTIBLE**

#### **9.1.1. RÂTELIER D'ENTREPOSAGE À SEC DU COMBUSTIBLE NEUF**

## **0. EXIGENCES DE SÛRETÉ**

### **0.1. FONCTIONS DE SÛRETÉ**

#### **0.1.1. Contrôle de la réactivité**

Le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf ne contribue pas directement au contrôle de la réactivité.

#### **0.1.2. Evacuation de la puissance résiduelle**

Le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf ne contribue pas directement à l'évacuation de la puissance résiduelle.

#### **0.1.3. Confinement des substances radioactives**

Le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf ne contribue pas directement au confinement des substances radioactives.

#### **0.1.4. CONTRIBUTIONS INDIRECTES AUX FONCTIONS DE SÛRETÉ**

Le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf ne participe pas directement à la réalisation de fonctions de sûreté. Néanmoins, il doit contribuer à assurer les fonctions de sûreté suivantes :

##### **0.1.4.1. Contrôle de la réactivité**

Le râtelier d'entreposage à sec du combustible doit être conçu pour maintenir l'état sous critique des assemblages de combustible.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1

SECTION : 9.1.1

PAGE : 6/18

STANDARD

**0.1.4.2. Confinement des substances radioactives**

Le râtelier d'entreposage à sec du combustible doit être conçu pour maintenir l'intégrité de la gaine du combustible.

**0.1.5. CONTRIBUTIONS SPÉCIFIQUES À LA PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS**

Le système ne contribue pas spécifiquement à la protection contre les agressions.

**0.1.6. CONTRIBUTIONS À L'ÉLIMINATION PRATIQUE**

Le système ne contribue pas à l'élimination pratique.

**0.2. CRITÈRES FONCTIONNELS**

**0.2.1. Contrôle de la réactivité**

Sans objet.

**0.2.2. Evacuation de la puissance résiduelle**

Sans objet.

**0.2.3. Confinement des substances radioactives**

Sans objet.

**0.2.4. CONTRIBUTIONS INDIRECTES AUX FONCTIONS DE SÛRETÉ**

**0.2.4.1. Contrôle de la réactivité**

La conception du râtelier d'entreposage à sec des assemblages de combustible doit permettre d'exclure tous risques de criticité dans les conditions de modération homogène les plus défavorables (immersion en eau pure ou brouillard d'eau pure), en supposant les alvéoles occupées par du combustible neuf à l'enrichissement maximal autorisé.

La conception du râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf doit empêcher toute déformation de la géométrie due aux changements de conditions d'exploitation et d'ambiance. La conception doit être stable par rapport au basculement. Des dispositions doivent être prises pour prévenir le mouvement imprévu des assemblages de combustible ou du râtelier d'entreposage de stockage.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.1  
PAGE : 7/18  
STANDARD

La conception du râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf doit empêcher la mise en place de plus d'un assemblage de combustible dans une alvéole d'entreposage unique ou la pose ou le coincement d'un assemblage de combustible entre deux alvéoles d'entreposage.

#### **0.2.4.2. Confinement des substances radioactives**

La géométrie du râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf doit être telle qu'il n'y aura aucun risque d'endommagement de la gaine du combustible.

Le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf doit être protégé de manière appropriée afin d'éviter toute chute d'objets tels que des outils au cours de l'opération de manutention, et d'empêcher l'insertion de tous corps étrangers à l'intérieur des alvéoles.

### **0.3. EXIGENCES RELATIVES À LA CONCEPTION**

#### **0.3.1. Exigences issues des classements de sûreté**

##### **0.3.1.1. Classements de sûreté**

Les parties du râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf jouant un rôle vis-à-vis de la sûreté doivent faire l'objet d'un classement de sûreté conformément aux règles de classement indiquées à la section 3.2.1.

##### **0.3.1.2. Critère de défaillance unique (active et passive)**

Compte tenu de son classement F2, le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf n'est pas redevable de l'application du critère de défaillance unique.

##### **0.3.1.3. Alimentations électriques secourues**

Le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf ne fait pas l'objet d'une exigence d'alimentation électrique secourue.

##### **0.3.1.4. Séparation physique / géographique**

Compte tenu de son classement F2, le système ne fait pas l'objet d'une exigence de séparation physique/géographique.

##### **0.3.1.5. Qualification aux conditions accidentelles**

Les équipements classés du râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf ne font pas l'objet d'une exigence de qualification aux conditions accidentelles car ils ne sont pas soumis à des conditions d'ambiance dégradée dans l'exercice de leurs missions de sûreté.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.1  
PAGE : 8/18  
STANDARD

### **0.3.1.6. Classement ESPN, mécanique, électrique, contrôle-commande et sismique**

Les équipements du râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf redevables d'un classement mécanique, électrique, contrôle-commande et sismique doivent être classés conformément aux règles de classement présentées dans la section 3.2.1.

## **0.3.2. Exigences réglementaires**

### **0.3.2.1. Textes réglementaires**

L'ensemble des exigences issues des textes réglementaires applicables au râtelier de stockage à sec du combustible neuf est présenté dans la section 1.7.0 du Rapport De Sûreté.

#### ***0.3.2.1.1. Textes officiels***

Au regard du risque criticité, l'article 3.4 de l'Arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base : « Au titre de la maîtrise des réactions nucléaires en chaîne, l'exploitant démontre que les dispositions prises permettent de prévenir le risque de criticité lorsque cette dernière n'est pas recherchée ».

#### ***0.3.2.1.2. Prescriptions techniques***

Le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf n'est pas concerné par une prescription technique spécifique.

#### ***0.3.2.1.3. Réglementation technique***

Le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf n'est pas concerné par une réglementation internationale spécifique.

### **0.3.2.2. Textes para-réglementaires**

L'ensemble des exigences issues des textes para-réglementaires applicables au râtelier de stockage à sec du combustible neuf est présenté dans la section 1.7.0 du Rapport De Sûreté.

#### ***0.3.2.2.1. Règles Fondamentales de Sûreté***

Le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf n'est pas concerné par une règle fondamentale de sûreté spécifique.

#### ***0.3.2.2.2. Directives techniques***

Le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf n'est pas concerné par une directive technique spécifique.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.1  
PAGE : 9/18  
STANDARD

### **0.3.2.3. Textes EPR spécifiques**

Le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf n'est pas concerné par un texte EPR spécifique.

### **0.3.3. Agressions**

#### **0.3.3.1. Agressions internes**

Les fonctions du râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf doivent être protégées vis-à-vis des conséquences des agressions internes si leur perte remet en cause l'atteinte des objectifs de sûreté du sous-chapitre 3.4.

#### **0.3.3.2. Agressions externes**

Les fonctions du râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf doivent être protégées vis-à-vis des conséquences des agressions internes si leur perte remet en cause l'atteinte des objectifs de sûreté du sous-chapitre 3.3.

### **0.3.4. Diversification**

Le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf ne fait pas l'objet d'une exigence de diversification.

### **0.3.5. Radioprotection**

Le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf n'est pas concerné par une exigence de radioprotection.

### **0.3.6. EXIGENCES LIÉES AU FONCTIONNEMENT, À LA MAINTENANCE ET À L'ACCESSIBILITÉ LONG TERME**

Le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf n'est pas concerné par une exigence liée au fonctionnement, à la maintenance et à l'accessibilité long terme dans la gestion long terme après accident.



## **0.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE**

### **0.4.1. ESSAIS DE DÉMARRAGE**

Le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf doit être conçu pour permettre la réalisation d'essais pré-opérationnels permettant de s'assurer de sa conception adéquate, et notamment du respect des critères fonctionnels qui lui sont assignés au paragraphe 0.2.

### **0.4.2. SURVEILLANCE EN EXPLOITATION**

Le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf doit être conçu pour permettre une surveillance en exploitation normale des caractéristiques du système nécessaires à l'accomplissement de ses missions de sûreté afin d'assurer le bon comportement de ses composants et leur disponibilité en fonctionnement normal, incidentel et accidentel.

### **0.4.3. ESSAIS PÉRIODIQUES**

Les fonctions classées du râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf ne font pas l'objet d'une exigence d'aptitude à la réalisation d'essais périodiques car, étant sollicitées de manière certaine et avec une périodicité suffisante en exploitation normale, elles subissent des contrôles qui tiennent lieu d'Essais Périodiques.

### **0.4.4. MAINTENANCE**

Le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf doit être conçu pour permettre la mise en œuvre d'un programme de maintenance conformément au chapitre VIII des RGE.

## **1. RÔLE DU SYSTÈME**

### **1.1. RÔLE DU SYSTÈME PENDANT L'EXPLOITATION NORMALE DE LA TRANCHE**

Le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf est utilisé pour l'entreposage à sec des assemblages de combustible UO<sub>2</sub> neufs nécessaires au renouvellement du cœur. Le râtelier d'entreposage à sec du combustible est situé [ ] à l'intérieur du bâtiment combustible et est conçu pour assurer l'entreposage vertical de douze assemblages de combustible UO<sub>2</sub> neufs, équipés ou non de grappes de contrôle.

Les assemblages de combustible MOX neufs ne peuvent pas être entreposés dans le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf. Ils sont entreposés directement dans le râtelier d'entreposage sous eau du combustible (voir section 9.1.2).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.1  
PAGE : 11/18  
STANDARD

## **1.2. RÔLE DU SYSTÈME DANS LES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT PCC-2 À PCC-4, RRC-A, EN ACCIDENT GRAVE ET SITUATIONS AGRESSIONS**

Le râtelier d'entreposage à sec du combustible n'a pas de rôle opérationnel dans les conditions de fonctionnement PCC-2 à PCC-4, RRC-A, Accident Grave et en situation d'agression.

## **2. BASES DE CONCEPTION**

### **2.1. HYPOTHÈSES GÉNÉRALES DE FONCTIONNEMENT**

Sans objet.

### **2.2. HYPOTHÈSES DE DIMENSIONNEMENT**

Les bases de conception du râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf sont les suivantes :

#### **2.2.1. Contribution indirecte à la maîtrise de la réactivité**

La prévention de la criticité dans le râtelier d'entreposage à sec du combustible UO<sub>2</sub> neuf est assurée par l'emploi de systèmes physiques et de configurations sûres du point de vue de la géométrie. La conception du râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf est telle que le facteur de multiplication Keff ne dépasse pas [ ] avec le combustible à l'enrichissement le plus élevé et dans les conditions de modération homogène optimale.

La conception du râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf empêche la mise en place de plus d'un assemblage de combustible dans une alvéole d'entreposage unique ou la pose ou le coincement d'un assemblage de combustible entre deux alvéoles d'entreposage.

La conception du râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf empêche toute modification de géométrie due aux changements de conditions ambiantes du fait des effets d'exploitation. La conception est stable par rapport au basculement, des dispositions sont prises pour prévenir le mouvement imprévu du combustible ou du râtelier.

#### **2.2.2. Contribution indirecte au confinement des substances radioactives**

Au cours de l'entreposage, les assemblages de combustible neufs sont protégés par :

- un obturateur amovible sur chaque emplacement d'entreposage pour le protéger contre la chute d'objets tels que des outils lors de l'opération de manutention,
- une grille métallique couvrant la zone d'entreposage pour la protéger contre la chute de matériels.

Le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf est protégé de manière appropriée contre les agressions internes ou externes :

- le passage d'aucune conduite d'eau n'est permis dans la zone d'entreposage du combustible neuf,
- le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf est conçu pour conserver son intégrité lorsqu'il est soumis aux charges du séisme de dimensionnement [ ] .

### **2.3. AUTRES HYPOTHÈSES**

Sans objet.

## **3. DESCRIPTION — FONCTIONNEMENT**

### **3.1. DESCRIPTION**

#### **3.1.1. Description générale du système**

Le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf comprend douze alvéoles capables chacune de recevoir un assemblage de combustible.

Le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf est présenté en figure 9.1.1 FIG 1.

#### **3.1.2. Description des matériels principaux**

Chaque alvéole est équipée, en partie supérieure, d'un cône de guidage destiné à faciliter l'insertion de l'assemblage de combustible.

Chaque alvéole est un boîtier de section continue carrée en acier inoxydable doté d'un obturateur amovible.

#### **3.1.3. Description des dispositions d'installations principales**

Le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf est situé à côté de la piscine d'entreposage du combustible et de la trémie d'arrivée des conteneurs de combustible neuf.

La base de chaque alvéole d'entreposage est boulonnée sur une platine encastrée, tandis que sa partie supérieure est bridée par boulonnage pour permettre des ajustements de verticalité et d'alignement et le respect de la prescription de pas [ ] .

### **3.2. FONCTIONNEMENT**

Le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf est un équipement passif.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.1  
PAGE : 13/18  
STANDARD

**3.2.1. Fonctionnement en régime normal de la tranche**

Sans objet.

**3.2.2. Fonctionnement en régime permanent du système**

Sans objet.

**3.2.3. Fonctionnement en régime transitoire**

Sans objet.

**3.2.4. Fonctionnement en régime normal de la tranche**

Sans objet.

**4. ANALYSE DE SÛRETÉ**

**4.1. CONFORMITÉ À LA REGLEMENTATION**

Le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf est conforme à la réglementation générale en vigueur (voir le sous chapitre 1.7) et ne fait pas l'objet de dérogations particulières.

**4.2. RESPECT DES CRITÈRES FONCTIONNELS**

**4.2.1. Contrôle de la réactivité**

Sans objet.

**4.2.2. Évacuation de la puissance résiduelle**

Sans objet.

**4.2.3. Confinement de substances radioactives**

Sans objet.



#### **4.2.4. Contributions indirectes à l'accomplissement des fonctions de sûreté**

##### **4.2.4.1. Contrôle de la réactivité**

Par conception, le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf évite le risque de criticité associé à la situation d'immersion en eau pure ou brouillard d'eau pure d'assemblages neufs. L'absence de risque criticité dans cette situation est démontrée par une étude dédiée [1].

Le pas entre des assemblages de combustible entreposés est de [ ]. Les calculs de criticité reposent sur des assemblages combustibles neufs avec un enrichissement maximum de [ ] et immergés dans l'eau pure ou dans un brouillard d'eau pure. Les hypothèses utilisées pour le calcul sont données dans le sous chapitre 4.3. Dans ces conditions, le râtelier d'entreposage à sec est étudié pour que le facteur Keff reste inférieur à [ ] (toutes incertitudes comprises).

##### **4.2.4.2. Confinement de substances radioactives**

Au cours de leur insertion et de leur retrait des alvéoles, les assemblages de combustible sont protégés par les cônes de guidage et un état de surface intérieure des alvéoles d'entreposage évitant la détérioration des gaines de combustible. Le râtelier est conçu de telle manière qu'il est impossible d'insérer ou de coincer un assemblage de combustible entre deux alvéoles d'entreposage adjacentes.

Une fois entreposés, les assemblages de combustible sont protégés par les dispositifs suivants :

- un bouchon de fermeture sur chaque alvéole pour la protection contre la chute d'objets ou d'outils,
- une couverture de la zone d'entreposage pour la protéger contre la chute d'objets ou d'outils [ ].

Les assemblages de combustible sont identifiés et leur position dans le râtelier est consignée. La bonne orientation des assemblages de combustible est assurée par deux trous de positionnement et un trou de centrage pour centrer l'outil de manutention du combustible neuf.

Le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf est conçu pour supporter les charges normales d'exploitation (poids propre des assemblages de combustible). Les prescriptions sur les contraintes mécaniques sont les suivantes :

- en fonctionnement normal, les contraintes maximales d'études (contraintes admissibles) pour les structures et pour toutes les parties participant au support des assemblages de combustible sont inférieures à [ ] de la résistance à la traction du matériau à la température correspondant aux conditions normales d'exploitation.

## **4.3. CONFORMITÉ AUX EXIGENCES DE CONCEPTION**

### **4.3.1. Exigences issues du classement de sûreté**

#### **4.3.1.1. Classement de sûreté**

Les classements du râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf jouant un rôle vis-à-vis de la sûreté sont présentés dans la section 3.2.2.

#### **4.3.1.2. Critère de Défaillance Unique (active et passive)**

Sans objet.

#### **4.3.1.3. Alimentation électrique de secours**

Sans objet.

#### **4.3.1.4. Séparation physique / géographique**

Sans objet.

#### **4.3.1.5. Qualification aux conditions accidentelles**

Sans objet.

#### **4.3.1.6. Classement ESPN, mécanique, électrique, contrôle-commande et sismique**

La conformité des classements mécanique, électrique, contrôle-commande et sismique des équipements du râtelier de stockage à sec du combustible neuf jouant un rôle vis-à-vis de la sûreté aux exigences énoncées au paragraphe 0.3 est détaillée dans le chapitre 3.2.2.

### **4.3.2. Exigences réglementaires**

Conformément aux exigences réglementaires issus des textes officiels listées au paragraphe 0.3.2, la conception du râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf prévient tout risque de criticité. La démonstration est apportée au paragraphe 4.2.

#### **4.3.2.1. Textes réglementaires**

La conformité aux textes réglementaires est portée de manière générale par la section 1.7.1 du Rapport de Sûreté.

##### **4.3.2.1.1. Textes officiels**

Les dispositions de conception applicables au râtelier de stockage à sec du combustible neuf sont exposées dans les paragraphes 2.2.1 et 4.2.4 du présent chapitre.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1

SECTION : 9.1.1

PAGE : 16/18

STANDARD

**4.3.2.1.2. Prescriptions techniques**

Sans objet.

**4.3.2.1.3. Réglementations internationales**

Sans objet.

**4.3.2.2. Textes para-réglementaires**

La conformité aux textes para-réglementaires est portée de manière générale par la section 1.7.1 du Rapport de Sûreté.

**4.3.2.2.1. Règles fondamentales de sûreté**

Sans objet.

**4.3.2.2.2. Directives techniques**

Sans objet.

**4.3.2.3. Textes EPR spécifiques**

Sans objet.

**4.3.3. Agressions**

**4.3.3.1. Agressions internes**

La démonstration de la robustesse de l'installation aux agressions internes relève du sous-chapitre 3.4.

**4.3.3.2. Agressions externes**

La démonstration de la robustesse de l'installation aux agressions externes relève du sous-chapitre 3.3.

**4.3.4. DIVERSIFICATION**

Sans objet.

**4.3.5. Radioprotection**

Sans objet.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.1  
PAGE : 17/18  
STANDARD

#### **4.3.6. Fonctionnement, maintenance et accessibilité long terme**

Sans objet.

#### **4.3.7. Système tel que réalisé**

A ce stade de la fabrication, de l'installation et du déroulement des essais, aucun écart n'impacte les requis de sûreté spécifiés dans le Rapport de Sûreté.

### **4.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE**

#### **4.4.1. Essais de démarrage**

L'alignement est vérifié sur site à l'aide d'un assemblage postiche. Des essais pré-opérationnels d'insertion d'un assemblage postiche dans chaque alvéole sont également effectués pour confirmer l'adéquation des tolérances.

#### **4.4.2. Surveillance en exploitation**

Le râtelier d'entreposage à sec ne comportant aucun organe mobile, les examens en exploitation consistent à vérifier visuellement tous les dix ans l'état des soudures et à s'assurer que les plaquettes frein d'écrou sont en parfait état.

#### **4.4.3. Essais périodiques**

Sans objet.

#### **4.4.4. Maintenance**

Par fonction et par conception, le râtelier d'entreposage à sec du combustible neuf ne nécessite pas de maintenance.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.1  
PAGE : 18/18  
STANDARD

**LISTE DE RÉFÉRENCES**

- [1] NEPCFDC21 B : EPR FA3 – Etude neutronique des râteliers de stockage à sec du combustible neuf



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.1  
FIGURE : 1  
PAGE : 1/1  
STANDARD

9.1.1 FIG 1 : [ ]



## SOMMAIRE

9.1.3.TRAITEMENT ET REFROIDISSEMENT DE L'EAU DES PISCINES (HORS IRWST).....	5
0. EXIGENCES DE SÛRETÉ.....	5
0.1. FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	5
0.1.1. CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....	5
0.1.2. ÉVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	5
0.1.3. CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES.....	5
0.1.4. CONTRIBUTIONS INDIRECTES AUX FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	6
0.1.5. CONTRIBUTIONS SPÉCIFIQUES À LA PROTECTION CONTRE LES	
AGRESSIONS .....	6
0.1.6. CONTRIBUTIONS À L'ÉLIMINATION PRATIQUE.....	6
0.2. CRITÈRES FONCTIONNELS.....	6
0.2.1. CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....	7
0.2.2. ÉVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	7
0.2.3. CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES.....	7
0.2.4. CONTRIBUTIONS INDIRECTES AUX FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	8
0.2.5. CONTRIBUTIONS SPÉCIFIQUES À LA PROTECTION CONTRE LES	
AGRESSIONS .....	8
0.2.6. CONTRIBUTIONS À L'ÉLIMINATION PRATIQUE.....	8
0.3. EXIGENCES RELATIVES À LA CONCEPTION .....	8
0.3.1. EXIGENCES ISSUES DES CLASSEMENTS DE SÛRETÉ .....	8
0.3.2. EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES .....	10
0.3.3. AGRESSIONS .....	11
0.3.4. DIVERSIFICATION.....	12
0.3.5. RADIOPROTECTION .....	12
0.3.6. EXIGENCES LIÉES AU FONCTIONNEMENT, À LA MAINTENANCE ET	
À L'ACCESSIBILITÉ LONG TERME.....	12
0.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE.....	12
0.4.1. ESSAIS DE DÉMARRAGE .....	12
0.4.2. SURVEILLANCE EN EXPLOITATION .....	13
0.4.3. ESSAIS PÉRIODIQUES .....	13
0.4.4. MAINTENANCE.....	13
1. RÔLE DU SYSTÈME.....	13





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 2/43  
STANDARD

1.1.	RÔLE DU SYSTÈME PENDANT L'EXPLOITATION NORMALE DE LA TRANCHE.....	13
1.2.	RÔLE DU SYSTÈME DANS DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT PCC-2 À PCC-4, RRC-A, EN ACCIDENT GRAVE ET SITUATIONS AGRESSIONS.	14
2.	BASES DE CONCEPTION .....	14
2.1.	HYPOTHÈSES GÉNÉRALES DE FONCTIONNEMENT.....	14
2.1.1.	CIRCUIT DE REFROIDISSEMENT DE LA PISCINE DE DÉSACTIVATION	14
2.1.2.	CIRCUIT DE PURIFICATION .....	15
2.1.3.	CIRCUITS D'ÉCRÉMAGE SUPERFICIEL.....	15
2.1.4.	CIRCUIT DE TRANSFERT D'EAU .....	15
2.1.5.	LIGNE DE VIDANGE DU COMPARTIMENT DES LANCES VERS L'IRWST .....	16
2.1.6.	LIGNE DE TROP-PLEIN DE LA PISCINE BR VERS L'IRWST.....	16
2.1.7.	LIGNES DE VIDANGE DE LA PISCINE BR (HORS COMPARTIMENT DES LANCES) VERS L'IRWST.....	16
2.2.	HYPOTHÈSES GÉNÉRALES DE DIMENSIONNEMENT .....	16
2.2.1.	CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....	16
2.2.2.	ÉVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	16
2.2.3.	CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES .....	19
2.2.4.	CONTRIBUTIONS INDIRECTES AUX FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	19
2.2.5.	CONTRIBUTION SPÉCIFIQUE À LA PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS .....	20
2.2.6.	CONTRIBUTION À L'ÉLIMINATION PRATIQUE .....	20
2.3.	AUTRES HYPOTHÈSES.....	20
2.3.1.	CIRCUIT DE PURIFICATION .....	20
2.3.2.	CIRCUIT D'ÉCRÉMAGE SUPERFICIEL.....	20
2.3.3.	DÉCOLMATAGE DES FILTRES RIS .....	21
2.3.4.	EXCLUSION DE FUITE .....	21
3.	DESCRIPTION - FONCTIONNEMENT .....	21
3.1.	DESCRIPTION .....	21
3.1.1.	DESCRIPTION GÉNÉRALE DU SYSTÈME.....	21
3.1.2.	DESCRIPTION DES MATÉRIELS PRINCIPAUX .....	26
3.1.3.	DESCRIPTION DES DISPOSITIONS D'INSTALLATIONS PRINCIPALES	27
3.2.	FONCTIONNEMENT .....	28
3.2.1.	FONCTIONNEMENT EN RÉGIME NORMAL DE LA TRANCHE.....	28
3.2.2.	FONCTIONNEMENT EN RÉGIME PERMANENT DU SYSTÈME.....	30
3.2.3.	FONCTIONNEMENT EN RÉGIME TRANSITOIRE .....	31



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 3/43  
STANDARD

<b>4. ANALYSE DE SÛRETÉ .....</b>	<b>32</b>
<b>4.1. CONFORMITÉ À LA RÉGLEMENTATION .....</b>	<b>32</b>
<b>4.2. RESPECT DES CRITÈRES FONCTIONNELS .....</b>	<b>32</b>
<b>4.2.1. CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....</b>	<b>32</b>
<b>4.2.2. ÉVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....</b>	<b>33</b>
<b>4.2.3. CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES .....</b>	<b>34</b>
<b>4.2.4. CONTRIBUTIONS INDIRECTES À L'ACCOMPLISSEMENT DES       FONCTIONS DE SÛRETÉ .....</b>	<b>34</b>
<b>4.2.5. CONTRIBUTIONS SPÉCIFIQUES À LA PROTECTION DES       AGRESSIONS .....</b>	<b>34</b>
<b>4.2.6. CONTRIBUTIONS À L'ÉLIMINATION PRATIQUE .....</b>	<b>34</b>
<b>4.3. CONFORMITÉ AUX EXIGENCES DE CONCEPTION .....</b>	<b>35</b>
<b>4.3.1. EXIGENCES ISSUES DU CLASSEMENT DE SÛRETÉ .....</b>	<b>35</b>
<b>4.3.2. EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES .....</b>	<b>37</b>
<b>4.3.3. AGRESSIONS .....</b>	<b>39</b>
<b>4.3.4. DIVERSIFICATION .....</b>	<b>39</b>
<b>4.3.5. RADIOPROTECTION .....</b>	<b>39</b>
<b>4.3.6. FONCTIONNEMENT, MAINTENANCE ET ACCESSIBILITÉ LONG       TERME .....</b>	<b>39</b>
<b>4.3.7. SYSTÈME TEL QUE RÉALISÉ .....</b>	<b>40</b>
<b>4.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE .....</b>	<b>40</b>
<b>4.4.1. ESSAIS DE DÉMARRAGE .....</b>	<b>40</b>
<b>4.4.2. SURVEILLANCE EN EXPLOITATION .....</b>	<b>40</b>
<b>4.4.3. ESSAIS PÉRIODIQUES .....</b>	<b>41</b>
<b>4.4.4. MAINTENANCE .....</b>	<b>41</b>
<b>5. SCHÉMAS .....</b>	<b>42</b>
<b>LISTE DE RÉFÉRENCES .....</b>	<b>43</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1

SECTION : 9.1.3

PAGE : 4/43

STANDARD

**FIGURES :**

9.1.3 FIG 1 [ ]

9.1.3 FIG 2 [ ]



## **9.1.3.TRAITEMENT ET REFROIDISSEMENT DE L'EAU DES PISCINES (HORS IRWST)**

### **0. EXIGENCES DE SÛRETÉ**

#### **0.1. FONCTIONS DE SÛRETÉ**

Le système de traitement et de refroidissement de l'eau des piscines (PTR) contribue directement aux trois fonctions fondamentales de sûreté.

##### **0.1.1. Contrôle de la réactivité**

Les contributions du système au contrôle de la réactivité doivent être les suivantes :

- permettre le maintien de la sous-criticité pour des configurations accidentelles d'entreposage (assemblage couché sur le râtelier ou situé entre le râtelier et le mur de la piscine) dans des situations de catégorie PCC-4,
- permettre le maintien de l'état sous-critique du cœur après ouverture de la cuve du réacteur dans l'ensemble des PCC et RRC-A.

##### **0.1.2. Évacuation de la puissance résiduelle**

Les contributions du système à l'évacuation de la puissance résiduelle doivent être les suivantes :

- assurer l'évacuation de la puissance résiduelle dégagée par les assemblages combustible usés entreposés dans la piscine de désactivation dans l'ensemble des PCC et RRC-A,
- en cas de vidange accidentelle de la piscine en situation de catégorie PCC-3 ou PCC-4, participer à éviter le découverture, même partiel, du combustible dans le râtelier d'entreposage ou en cours de manutention.

##### **0.1.3. Confinement des substances radioactives**

Le système PTR doit jouer le rôle de 3<sup>ème</sup> barrière de confinement au niveau de ses traversées enceinte.

Par ailleurs, le système PTR doit permettre de réaliser un isolement entre la piscine BR et la piscine BK au niveau du tube de transfert dans certains scénarios RRC-A.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 6/43  
STANDARD

#### **0.1.4. Contributions indirectes aux fonctions de sûreté**

Le système PTR doit contribuer indirectement à l'évacuation de la puissance résiduelle en tant que système support des systèmes RIS et EVU vis-à-vis des fonctions d'évacuation de la puissance résiduelle par injection de sécurité moyenne et basse pression et d'aspersion de l'enceinte. Pour cela, le système PTR doit assurer le maintien de l'inventaire en eau du primaire dans les états d'arrêt de la tranche, en situations de catégorie PCC-3, PCC-4 et RRC-A.

#### **0.1.5. Contributions spécifiques à la protection contre les agressions**

Les contributions du système à la protection contre les agressions doivent être les suivantes :

- participer au maintien du confinement des substances radioactives relâchées dans le BAN après un séisme,
- limiter préventivement, en cas de séisme, les volumes d'eau relâchés dans le BAN en cas de ruptures des lignes PTR installées dans le BAN (appartenant aux circuits de purification et d'écémage des piscines BR et BK) et en cas de rupture des lignes REN d'échantillonnage des trois trains de refroidissement PTR de la piscine de désactivation du BK (également situées dans le BAN),
- limiter les effets d'une inondation interne en isolant une rupture ou fuite sur les lignes de purification PTR du BK et du BAN (configuration tube transfert fermé) lors de la purification de la piscine réacteur, lors de la vidange de la piscine réacteur, lors de la purification de l'IRWST, lors du remplissage de la piscine réacteur avec le système PTR (la piscine réacteur est remplie avec la réserve d'eau de l'IRWST),
- limiter préventivement les effets d'une inondation interne en fonctionnement normal en isolant une fuite ou rupture sur les lignes de purification du PTR dans le BR en aval des pompes de purification en cas de purification de l'IRWST ou de remplissage de la piscine réacteur et pour l'isolement d'une fuite ou d'une rupture sur les lignes PTR dans le BR, lors de la vidange ou de la purification et écémage de la piscine réacteur,
- en cas de scénario de cumul d'un PCC affectant un train de refroidissement PTR (15.2.2x, 15.2.2s ou 15.2.3t), d'une maintenance préventive sur une deuxième file PTR (ou système support) et d'un incendie indépendant postulé après atteinte de l'état contrôlé sur la dernière file PTR, le système PTR doit contribuer à permettre l'appoint à la piscine BK pour éviter le découverture, même partiel, du combustible.

#### **0.1.6. Contributions à l'élimination pratique**

Le système PTR doit contribuer par ses fonctions d'évacuation de la puissance résiduelle, d'isolement des lignes connectées aux piscines et d'appoint secours à l'élimination pratique du risque de fusion du combustible usé en piscine de désactivation.

### **0.2. CRITÈRES FONCTIONNELS**

Au titre de ses contributions à l'accomplissement des fonctions de sûreté, le système doit satisfaire les critères fonctionnels suivants :



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 7/43  
STANDARD

### **0.2.1. Contrôle de la réactivité**

#### **Concentration en bore**

Le système PTR doit permettre d'assurer les exigences de concentration en bore des piscines dans des configurations accidentelles de manutention combustible ou d'entreposage afin de permettre le maintien de la sous-criticité des assemblages combustibles. A ce titre, les concentrations en bore dans les piscines sont surveillées pour assurer les conditions initiales des études PCC (voir sous-chapitre 9.6).

Par ailleurs, le système de refroidissement PTR doit assurer la non-cristallisation du bore dans la piscine de désactivation.

### **0.2.2. Évacuation de la puissance résiduelle**

#### **Refroidissement de l'eau de la piscine de désactivation**

Les capacités d'échange du circuit de refroidissement du PTR doivent être suffisantes pour évacuer en permanence la puissance résiduelle des assemblages combustible stockés dans la piscine de désactivation afin d'éviter l'ébullition de la piscine dans l'ensemble des PCC et RRC-A.

Dans certains scénarios RRC-A, le système de refroidissement peut être perdu et la piscine entrer en ébullition, le critère d'acceptabilité étant le non-découvrement des assemblages combustibles. Le système de refroidissement doit donc être capable de redémarrer et de fonctionner en situation d'ébullition de la piscine de désactivation.

#### **Non découverture des assemblages combustibles dans les piscines BR et BK en cas de vidange**

Une fuite ou brèche sur un circuit quelconque connecté aux piscines (piscine de désactivation ou compartiments adjacents, et piscine BR) ne doit pas conduire à un découverture du combustible entreposé dans le râtelier ou en cours de manutention, même en l'absence de toute action d'isolement.

En cas de vidange par une tuyauterie connectée à une piscine (BK ou BR), il doit être possible soit d'isoler la vidange avant découverture d'un assemblage en cours de manutention, soit de mettre l'assemblage en position sûre avant son découverture.

De plus, en cas de vidange conduisant à la perte du refroidissement de la piscine ou baisse de niveau par évaporation, un système d'appoint de secours doit permettre d'éviter le découverture du combustible entreposé dans le râtelier, et d'atteindre un niveau en piscine suffisant pour permettre le redémarrage d'au moins un train de refroidissement.

### **0.2.3. Confinement des substances radioactives**

En cas d'isolement Enceinte phase 1, d'isolement Haute Activité Primaire ou en début d'Accident Grave, le système PTR doit permettre l'isolement de l'enceinte de confinement au niveau de ses traversées enceinte.

Dans certains scénarios RRC-A, le système PTR doit permettre de réaliser un isolement entre la piscine BR et la piscine BK au niveau du tube de transfert afin d'assurer le non-découvrement des assemblages combustibles en cours de manutention.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 8/43  
STANDARD

#### **0.2.4. Contributions indirectes aux fonctions de sûreté**

Au titre de sa contribution indirecte à l'évacuation de la puissance résiduelle, le système PTR doit satisfaire les critères fonctionnels suivants :

- apporter un débit de circulation gravitaire suffisant à partir des lignes de fond de compartiments Cuve et des Internes du BR vers l'IRWST pour les scénarios PCC-3 et PCC-4 états C3, D et E avant la manutention combustible afin de valoriser le refroidissement par les pompes RIS-MP,
- apporter, lors de la manutention des assemblages combustibles en état E, un débit de circulation gravitaire suffisant à partir des lignes de trop-plein du BR vers l'IRWST pour les scénarios PCC-3, PCC-4 et RRC-A afin de valoriser le refroidissement par les pompes RIS-MP, RIS-BP ou EVU,
- apporter un débit de circulation gravitaire suffisant à partir des lignes de fond de compartiments Cuve, des Internes et Transfert du BR vers l'IRWST pour les scénarios RRC-A états C3, D et E avant la manutention combustible afin de valoriser le refroidissement par les pompes RIS-BP et EVU.

#### **0.2.5. Contributions spécifiques à la protection contre les agressions**

Au titre de sa contribution spécifique à la protection contre les agressions, le système PTR doit satisfaire les critères fonctionnels d'isolement suivants :

- fermeture des vannes d'isolement enceinte,
- fermeture des vannes d'isolement du circuit d'échantillonnage,
- fermeture des vannes de pied de compartiment BK,
- fermeture des vannes de pied de compartiment BR,
- fermeture des vannes d'aspiration vers l'IRWST.

#### **0.2.6. Contributions à l'élimination pratique**

Au titre de sa contribution spécifique à l'élimination pratique, le système PTR doit satisfaire les critères fonctionnels de non découverture des assemblages combustibles stockés dans la piscine de désactivation liés à la fonction d'évacuation de la puissance résiduelle, d'isolement des lignes connectées aux piscines et d'appoint de secours (voir paragraphe 0.2.2).

### **0.3. EXIGENCES RELATIVES À LA CONCEPTION**

#### **0.3.1. Exigences issues des classements de sûreté**

##### **0.3.1.1. Classements de sûreté**

Les parties du système PTR jouant un rôle vis-à-vis de la sûreté doivent faire l'objet d'un classement de sûreté conformément aux règles de classement indiquées à la section 3.2.1.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 9/43  
STANDARD

#### **0.3.1.2. Critère de défaillance unique (active et passive)**

Les fonctions du système PTR classées F1 doivent être robustes à l'application du critère de défaillance unique.

Les fonctions du système PTR classées F2 au titre de la protection de l'installation contre les agressions internes doivent être robustes à l'application de la défaillance aléatoire conformément aux règles du paragraphe 2.3 de la section 3.4.0.

#### **0.3.1.3. Alimentations électriques de secours**

L'alimentation électrique des composants du système PTR nécessaires à l'accomplissement des fonctions classées F1 doit être secourue par les groupes diesels principaux.

L'alimentation des composants de la 3<sup>ème</sup> file de refroidissement du système PTR nécessaires à l'accomplissement d'une fonction classée F2 doit être secourue par un diesel d'ultime secours en état F.

#### **0.3.1.4. Séparation physique/géographique**

Les fonctions classées F1 du système PTR doivent être conçues conformément à l'exigence de séparation physique/géographique de leurs équipements redondants constitutifs.

Par ailleurs, le troisième train de refroidissement constitue un secours des trains principaux. A ce titre, les équipements constitutifs des trains principaux doivent être séparés de ceux liés à la troisième file de refroidissement.

#### **0.3.1.5. Qualification aux conditions accidentelles**

Les équipements classés du système PTR doivent être qualifiés en fonction des conditions de fonctionnement dans lesquelles ils sont sollicités au titre de leur contribution à l'accomplissement des fonctions de sûreté, conformément aux règles définies au sous-chapitre 3.7.

#### **0.3.1.6. Classements ESPN, mécanique, électrique, contrôle-commande et sismique**

Les équipements du système PTR redevables d'un classement mécanique, électrique, contrôle-commande et sismique doivent être classés conformément aux règles de classement présentées dans la section 3.2.1. En particulier, le troisième train de refroidissement est redevable d'un classement opérable au séisme.

Les équipements du système PTR redevables d'un classement ESPN doivent être classés conformément à la réglementation applicable (cf. section 3.6.2).





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 10/43  
STANDARD

### **0.3.2. Exigences réglementaires**

#### **0.3.2.1. Textes réglementaires**

##### ***0.3.2.1.1. Textes officiels***

Parmi l'ensemble des exigences issues des textes réglementaires présentés dans la section 1.7.0 du rapport de sûreté, le système PTR est concerné par les textes officiels génériques suivants :

- le décret 99-1046 du 13/12/1999 relatif à la conception et la fabrication des équipements sous pression,
- l'arrêté du 21/12/1999 relatif à la classification et l'évaluation de conformité des équipements sous pression,
- l'arrêté du 12/12/2005 relatif aux équipements sous pression nucléaires (ESPN),
- l'arrêté du 15/03/2000 relatif à l'exploitation des équipements sous pression.

En outre, le système PTR est concerné spécifiquement par le texte officiel suivant :

- le décret 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, paragraphes III-2.2 et III-3.3.

##### ***0.3.2.1.2. Prescriptions techniques***

Parmi l'ensemble des exigences issues des textes réglementaires présentés dans la section 1.7.0 du rapport de sûreté, le système PTR est concerné par les prescriptions techniques génériques suivantes :

- INB-167-4,
- INB-167-5,
- INB-167-11.

En outre, le système PTR est concerné spécifiquement par les prescriptions techniques suivantes :

- INB-167-16 : Le système PTR de refroidissement de la piscine de désactivation du combustible usé est composé de :
  - deux trains principaux indépendants ;
  - un troisième train indépendant caractérisé, par rapport aux trains principaux, par une exigence de diversification portant sur sa chaîne de refroidissement et sur sa source froide.
- INB-167-17 : Avant de procéder à l'arrêt pour maintenance d'un des deux trains principaux du système PTR de refroidissement de la piscine de désactivation du combustible usé, la pompe du troisième train PTR est démarrée puis maintenue en fonctionnement pendant toute la durée de l'indisponibilité du train en maintenance.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 11/43  
STANDARD

Le système PTR appartient au noyau dur Fukushima (cf. chapitre 21). A ce titre, il doit respecter la décision n°2012-DC-0283 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012 et décision n°2014-DC-0403 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 21 janvier 2014 (voir section 1.7.0).

#### **0.3.2.1.3. Réglementations internationales**

Le système PTR n'est pas concerné par une réglementation internationale spécifique.

#### **0.3.2.2. Textes para-réglementaires**

##### **0.3.2.2.1. Règles fondamentales de sûreté**

Le système PTR n'est pas concerné par une règle fondamentale de sûreté spécifique.

##### **0.3.2.2.2. Directives techniques**

Le système PTR est concerné par la section G.1 des Directives Techniques relative à la « Conception du système de refroidissement de la piscine du combustible usé ».

Le système PTR est concerné par la section E1.3 suivante : « Une attention appropriée doit également être portée à la fréquence et aux conséquences d'une perte totale du système de refroidissement de la piscine du combustible usé, avec une attention spécifique portée aux situations où le cœur est déchargé, en tenant compte des moyens qui pourraient être utilisés pour faire face à une telle défaillance et des dispositions spécifiques à mettre en place pendant la maintenance d'un train ».

Le système PTR est concerné par la section B2.3.3 suivante : « La mise en place d'un grand réservoir d'eau borée à l'intérieur du bâtiment du réacteur apporte des avantages significatifs pour faire face aux accidents de perte de réfrigérant primaire. Néanmoins, une attention appropriée doit être portée au bon mélange de l'eau contenue dans le réservoir et à l'accroissement de la température de cette eau (une sous-saturation devrait être maintenue) au cours de tels accidents (en relation avec le volume du réservoir), ainsi qu'à la qualité de l'eau pour la conception des pompes du système de refroidissement de secours du cœur ».

##### **0.3.2.2.3. Textes EPR spécifiques**

Le système PTR n'est pas concerné par un texte spécifique EPR.

#### **0.3.3. Agressions**

##### **0.3.3.1. Agressions internes**

Les fonctions du système PTR doivent être protégées vis-à-vis des conséquences des agressions internes si leur perte remet en cause l'atteinte des objectifs de sûreté du sous-chapitre 3.4.

##### **0.3.3.2. Agressions externes**

Les fonctions du système PTR doivent être protégées contre les conséquences des agressions externes si leur perte remet en cause l'atteinte des objectifs de sûreté du sous-chapitre 3.3.

#### **0.3.4. Diversification**

Afin de limiter les risques de défaillance de mode commun, le système PTR doit faire l'objet d'une exigence de diversification portant sur la fonction de refroidissement :

- la pompe et l'échangeur du troisième train PTR doivent être situés en dehors du bâtiment combustible au titre de la séparation géographique,
- la pompe du troisième train PTR doit constituer une diversification par rapport aux pompes des trains principaux de refroidissement,
- la chaîne de refroidissement de la 3<sup>ème</sup> file, et sa source froide, doivent être diversifiées par rapport à celle des trains principaux.

#### **0.3.5. Radioprotection**

Le système doit être conçu pour limiter l'exposition du personnel au rayonnement et à la contamination dus aux produits de fission et aux produits de corrosion activés contenus dans le fluide véhiculé.

En sus de la ventilation et des conditions d'hygrométrie du BK, la hauteur d'eau au dessus des éléments combustibles usés doit assurer la protection biologique du personnel en limitant l'inhalation des iodes, du tritium et des aérosols.

De manière globale, le terme source de la piscine combustible est limité par les moyens de purification et la surveillance des impuretés pouvant occasionner la corrosion des matériaux comme indiqué dans le sous-chapitre 9.6.

#### **0.3.6. Exigences liées au fonctionnement, à la maintenance et à l'accessibilité long terme**

Les équipements du système PTR nécessaires au maintien de la centrale en état sûr dans la gestion long terme après un accident doivent être accessibles aux opérateurs pour la maintenance et la réparation des matériels à long terme.

Cette accessibilité est conditionnée par la dose maximale que peut recevoir un intervenant au cours de sa mission (cf. sous-chapitre 12.5).

### **0.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE**

#### **0.4.1. Essais de démarrage**

Le système PTR doit être conçu pour permettre la réalisation d'essais de démarrage permettant de s'assurer de sa conception adéquate et de ses performances, et notamment du respect des critères fonctionnels qui lui sont assignés au paragraphe 0.2.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 13/43  
STANDARD

#### **0.4.2. Surveillance en Exploitation**

Le système PTR doit être conçu pour permettre une surveillance en exploitation normale des caractéristiques du système nécessaires à l'accomplissement de ses missions de sûreté afin d'assurer le bon comportement de ses composants et leur disponibilité en fonctionnement normal, incidentel et accidentel compte tenu des exigences liées à la démonstration d'exclusion de fuite (cf. section 3.4.2.4).

#### **0.4.3. Essais Périodiques**

Les parties classées du système PTR jouant un rôle vis-à-vis de la sûreté doivent être conçues pour permettre la réalisation d'essais périodiques conformément aux règles définies dans le chapitre IX relatif aux Règles Générales d'Exploitation.

#### **0.4.4. Maintenance**

Le système PTR doit être conçu pour permettre la mise en œuvre d'un programme de maintenance conformément au chapitre VIII des RGE.

## **1. RÔLE DU SYSTÈME**

Le système PTR assure les fonctions opérationnelles suivantes dans les différentes conditions de fonctionnement de l'installation dans lesquelles il est sollicité :

### **1.1. RÔLE DU SYSTÈME PENDANT L'EXPLOITATION NORMALE DE LA TRANCHE**

Le système PTR effectue le refroidissement de la piscine de désactivation. Le circuit de refroidissement de la piscine peut également être utilisé à travers le système REN pour prélever des échantillons d'eau de la piscine afin de contrôler la concentration en bore, la radioactivité et les concentrations des impuretés.

Le système PTR réalise d'autre part :

- la purification des piscines BR et BK et de l'IRWST,
- l'écémage de la piscine de désactivation et de la cavité réacteur,
- le remplissage et la vidange du compartiment transfert BK, de la fosse de chargement sous eau, de la piscine BR et de l'IRWST,
- l'appoint d'eau de la piscine BK, du compartiment des lances et de l'IRWST,
- le remplissage du château de plomb.

Le système PTR peut également permettre de prélever des échantillons d'eau de l'IRWST et des piscines, BK ou BR, afin d'en ajuster la concentration en bore et contrôler la radioactivité.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 14/43  
STANDARD

## **1.2. RÔLE DU SYSTÈME DANS DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT PCC-2 À PCC-4, RRC-A, EN ACCIDENT GRAVE ET SITUATIONS AGRESSIONS**

Le système PTR doit permettre l'atteinte de l'état sûr dans les situations PCC-2 à PCC-4 de perte de refroidissement en accord avec les règles d'étude spécifiques définies dans le sous-chapitre 15.0.

Le système PTR doit également permettre l'atteinte de l'état contrôlé et de l'état sûr dans les situations PCC-3 à PCC-4 de vidange en accord avec les règles d'étude spécifiques définies dans le sous-chapitre 15.0.

Par ailleurs, le système PTR doit permettre l'atteinte de l'état final dans les situations RRC-A de perte de refroidissement en accord avec les règles d'étude spécifiques définies dans le sous-chapitre 19.1.

Le risque d'accident grave dans la piscine de désactivation doit être pratiquement éliminé.

Enfin, le système PTR permet de limiter les effets d'une inondation interne dans le BR, le BK et le BAN, ainsi que ceux d'une inondation suite à un séisme dans le BAN.

## **2. BASES DE CONCEPTION**

### **2.1. HYPOTHÈSES GÉNÉRALES DE FONCTIONNEMENT**

#### **2.1.1. Circuit de refroidissement de la piscine de désactivation**

Le système PTR assure le refroidissement de la piscine de désactivation. Ce refroidissement est assuré par l'intermédiaire de deux trains principaux, assurant une diversification lorsque la tranche est en puissance et d'un troisième train de refroidissement assurant un secours lorsque la tranche est à l'arrêt. Le troisième train permet d'effectuer les opérations de maintenance sur un train principal lorsque la tranche est en puissance.

Le circuit de refroidissement du PTR doit être capable de résister, de redémarrer et de fonctionner en situation d'ébullition de la piscine combustible.

Une fuite ou une brèche sur un train principal de refroidissement ne doit pas remettre en cause le caractère opérationnel du troisième train. De plus, en cas de vidange conduisant à la perte du refroidissement de la piscine, un système d'appoint de secours doit permettre la remise en service d'un train principal de refroidissement avant atteinte de l'ébullition dans la piscine.

En situation d'ébullition de la piscine, le système d'appoint de secours doit permettre le maintien en eau de la piscine de désactivation afin d'éviter le découvrage des assemblages combustibles. Par ailleurs, l'appoint de secours doit rehausser le niveau de la piscine afin de remettre en service un train de refroidissement.

Une fuite ou une brèche sur le circuit de refroidissement ne conduit pas au découvrage direct d'un assemblage en cours de manutention.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 15/43  
STANDARD

Concernant le troisième train de refroidissement, le non découvrément d'un assemblage en cours de manutention est assuré par :

- son isolement lorsqu'il est à l'arrêt (notamment la fermeture de la vanne motorisée à l'aspiration),
- l'interdiction de manutention combustible en cas de démarrage du troisième train (notamment en situation de maintenance sur un train principal).

Note : Un découvrément direct correspond à une stabilisation du niveau dans la piscine, naturellement ou sous l'effet d'une action d'isolement manuelle ou automatique, à un niveau inférieur au haut du combustible. Un découvrément différé correspond, suite à la perte de la fonction de refroidissement, à une baisse du niveau dans la piscine, par échauffement de l'eau et par évaporation, à un niveau inférieur au haut du combustible.

Une fuite non isolable à l'aspiration du troisième train de refroidissement nécessite la mise en place d'un dispositif d'obturation au niveau de la crosse d'aspiration avant de rehausser le niveau pour remettre un train principal en service.

### **2.1.2. Circuit de purification**

Ce circuit permet d'assurer :

- la purification des piscines BK et BR,
- l'écémage des piscines BR,
- la purification de l'IRWST et du compartiment de stockage des lances d'instrumentation,
- le remplissage et la purification du château de plomb (une connexion permet également, si nécessaire, de refroidir les conteneurs DMK).

Une fuite ou une brèche sur un circuit de purification connecté à la piscine de désactivation, hors compartiments adjacents, ne conduit pas au découvrément direct d'un assemblage en cours de manutention,.

Une fuite non isolable à l'aspiration des lignes de purification en fond de compartiment des piscines BR ou BK nécessite la fermeture du tube de transfert et des portes pivotantes des compartiments adjacents à la piscine de désactivation.

### **2.1.3. Circuits d'écémage superficiel**

Ces circuits permettent l'écémage superficiel des piscines BK et BR afin d'éliminer les particules en suspension de l'eau des piscines.

### **2.1.4. Circuit de transfert d'eau**

Ce circuit permet principalement les transferts d'eau :

- entre les compartiments transfert et fosse de chargement du BK,

- entre les compartiments de la piscine BR et l'IRWST (remplissage et vidange des piscines BR).

### **2.1.5. Ligne de vidange du compartiment des lances vers L'IRWST**

Cette ligne permet un appoint supplémentaire depuis le compartiment des lances dans l'IRWST.

### **2.1.6. Ligne de trop-plein de la piscine BR vers l'IRWST**

Cette ligne permet de restaurer l'inventaire en eau dans l'IRWST dans les situations PCC-3, PCC-4 et RRC-A.

### **2.1.7. Lignes de vidange de la piscine BR (hors compartiment des lances) vers l'IRWST**

Ces lignes permettent de restaurer l'inventaire en eau dans l'IRWST dans les situations PCC-3, PCC-4 et RRC-A.

## **2.2. HYPOTHÈSES GÉNÉRALES DE DIMENSIONNEMENT**

### **2.2.1. Contrôle de la réactivité**

Le contrôle de la réactivité est assuré par une exigence sur la concentration en bore de l'eau des piscines, dont la valeur minimale vis-à-vis de l'effet neutronique du bore [ ], conformément au tableau 15.1 TAB 27 du sous-chapitre 15.1.

La valeur maximale de la concentration en bore total de la piscine doit être [ ] exprimée en bore enrichi conformément au tableau 15.1 TAB 27 du sous-chapitre 15.1 (conditions initiales des études APRP et des conséquences radiologiques). Par ailleurs, le système PTR doit assurer le maintien d'une température moyenne [ ] dans la piscine de désactivation afin d'éviter tout phénomène de cristallisation.

### **2.2.2. Évacuation de la puissance résiduelle**

#### **Refroidissement de l'eau de la piscine de désactivation**

Le paramètre physique représentatif du critère fonctionnel relatif au refroidissement de la piscine de désactivation est la température maximale moyenne en piscine. Ainsi, le système PTR doit assurer le maintien d'une température maximale de :

[ ]

Par ailleurs, lorsqu'elle est en marche, la troisième file PTR doit maintenir une marge suffisante vis-à-vis de l'ébullition de la piscine de désactivation en situation RRC-A. Toutes ces valeurs sont utilisées comme caractéristiques du PTR dans le tableau 15.1 TAB 34 du sous-chapitre 15.1.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 17/43  
STANDARD

Les paramètres physiques dominants associés au paramètre représentatif du critère fonctionnel sont :

- les coefficients d'échange KS minimums des échangeurs PTR de chaque train de refroidissement,
- les débits minimums RRI et/ou de la chaîne intermédiaire EVU qui entrent dans l'échangeur PTR,
- le débit minimum PTR qui circule dans l'échangeur PTR,
- la température d'entrée maximum RRI et/ou la température d'entrée maximum de la source froide diversifiée SRU qui alimente la file 1 de la chaîne intermédiaire EVU.

Les valeurs de ces paramètres physiques utilisées pour le dimensionnement des trains principaux sont les suivantes :

	Nombre de trains en fonctionnement	Configuration pénalisante	KS minimum de l'échangeur PTR/RRI (MW/°C)	Débit minimum du système en interface qui entre dans l'échangeur PTR/RRI (m <sup>3</sup> /h)	Débit minimum PTR qui entre dans l'échangeur PTR/RRI (m <sup>3</sup> /h)	Température maximum d'entrée dans l'échangeur PTR/RRI (°C)
Pour un train principal états A à D	[]	[]	[]	[]	[]	[]
Par train principal états E et F	[]	[]	[]	[]		

Les valeurs des paramètres physiques liés à la troisième file de refroidissement sont précisées dans le tableau ci-dessous :

	Configuration pénalisante	KS minimum de l'échangeur PTR/EVU (MW/°C)	Débit minimum EVU dans l'échangeur PTR/EVU (m <sup>3</sup> /h)	Débit minimum PTR dans l'échangeur PTR/EVU (m <sup>3</sup> /h)	Température maximum de la source froide SRU (°C)
Pour la troisième file de refroidissement états E et F	RRC-A où le troisième train évacue seul la puissance en piscine	[]	[]	[]	[]

Contrairement au système RRI qui alimente un grand nombre de consommateurs, seule la file 1 de la chaîne EVU intermédiaire est refroidie par le SRU lorsque la troisième file de refroidissement est en marche. La température maximum d'entrée dans l'échangeur de la troisième file PTR est ainsi directement déduite de la température de la source froide SRU.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 18/43  
STANDARD

Les échangeurs des trains principaux sont dimensionnés avec la température RRI de découplage « palier » et l'échangeur de la 3<sup>ème</sup> file avec la température du « sous-standard bord de mer froide ». En cas de perte de la station de pompage, la diversification de la source froide consiste à pomper de l'eau dans la station de rejet dont la température en APR-RCD est plus élevée de [ ] par rapport à celle de la mer.

Toutes les données de dimensionnement des échangeurs et des débits et températures des sources froides sont extraites du tableau 15.1 TAB 34 du sous-chapitre 15.1 qui décrit les caractéristiques du système PTR prises en compte dans les études d'accidents.

Le circuit système PTR a été dimensionné pour respecter l'ensemble de ces critères fonctionnels et en utilisant par ailleurs les hypothèses générales suivantes :

- la puissance thermique de la chaudière nucléaire prise en compte pour le dimensionnement est de [ ], suivant le paragraphe 3 du sous-chapitre 15.1.
- [ ]. Pour le dimensionnement, le déchargement est supposé commencer à [ ], suivant le tableau 15.1 TAB 37 du sous-chapitre 15.1.
- la totalité des alvéoles de la piscine de désactivation est occupée (voir section 9.1.2).
- les valeurs de puissance résiduelle prises en compte sont enveloppes de toutes les gestions prévues avec de [ ], ainsi que des arrêts prévus.
- la puissance résiduelle est calculée à l'aide du code [ ]. Pour les événements PCC-2 à 4 et RRC-A, des incertitudes de [ ] sont prises en compte. Pour les événements PCC-1, aucune incertitude n'est prise en compte.

Les valeurs de puissance résiduelle utilisées pour dimensionner les échangeurs sont présentées dans le tableau ci-dessous :

Evénement	Période du cycle	Trains en fonctionnement	Puissance résiduelle (MW)
PCC-1	[ ]	[ ]	[ ]
	[ ]	[ ]	[ ]
PCC-2 à 4	[ ]	[ ]	[ ]
RRC-A	[ ]	[ ]	[ ]

\* APR-RCD : Arrêt Pour Rechargement-Réacteur Complètement Déchargé

Les valeurs de puissances résiduelles en piscine sont définies comme caractéristiques du système PTR prises en compte dans les études d'accidents.

#### **Débit d'appoint à la piscine de désactivation**

En cas de situations accidentelle PCC-3 ou 4 de vidange accidentelle de la piscine de désactivation ou en cas d'ébullition de la piscine de désactivation en situation RRC-A ou d'accident grave coté BR, le système d'appoint de secours (réseau JAC/JPI) doit apporter un appoint en eau avec une pompe JAC à un débit minimal de [ ] pour les états A à F (débit enveloppe des différents débits requis de sûreté), suivant le tableau 15.1 TAB 35 du sous-chapitre 15.1.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 19/43  
STANDARD

En situation PCC de vidange accidentelle, le débit d'appoint de secours doit compenser la baisse de niveau due à une brèche sur une tuyauterie connectée à la piscine une fois isolée de façon à retrouver un niveau d'eau compatible avec les exigences de redémarrage des trains de refroidissements dans des délais compatibles avec l'études d'accident du sous-chapitre 15.2.

En situations RRC-A d'ébullition de la piscine de désactivation et en cas d'accident grave coté BR conduisant à l'ébullition de la piscine de désactivation, le débit d'appoint de secours doit compenser la baisse de niveau due à la vaporisation de sorte à assurer le non découvrément des assemblages combustibles conformément aux études des sous-chapitres 19.1 et 19.2.

### **2.2.3. Confinement des substances radioactives**

Les vannes d'isolement enceinte du système PTR appartiennent à la troisième barrière. A ce titre, les hypothèses de dimensionnement de ces vannes sont décrites dans les sections 6.2.3 et 6.2.5.

### **2.2.4. Contributions indirectes aux fonctions de sûreté**

#### **Débit gravitaire des compartiments Cuve et Internes du BR vers l'IRWST**

Le débit de recirculation PTR doit compenser le débit maximal d'une pompe RIS-MP, soit [ ] (cf. sous-chapitre 15.2.4g).

Par ailleurs, conformément au sous-chapitre 15.2.4q, le débit de recirculation PTR doit pouvoir compenser le débit obtenu à partir de la différence entre le débit maximal d'une pompe RIS-BP, [ ] et le débit minimal des brèches qui arrêtent les trains RIS, soit [ ], ce qui équivaut à un débit maximal à compenser de [ ].

#### **Débit de vidange gravitaire des compartiments Cuve, Internes et Transfert du BR vers l'IRWST**

Le débit de recirculation PTR doit compenser conformément au sous-chapitre 19.1.3 Fsj.2 le débit maximal d'une pompe ISBP en mode débit réduit, soit [ ], et le débit de ruissellement dans la piscine BR, calculé pour deux trains EVU fonctionnant en mode aspersion, soit [ ], en considérant le débit d'évaporation est négligeable devant les autres débits, soit [ ] en RRC-A dans les états C3 et D.

#### **Débit de vidange gravitaire de la ligne de trop-plein de la piscine BR vers l'IRWST**

En état E, lorsque la ligne de trop-plein est noyée, elle doit compenser conformément au sous-chapitre 15.1 le débit maximal qui entre dans les piscines du BR sans découvrir un assemblage en cours de manutention pour les situations suivantes :

- une pompe RIS-MP fonctionne en mode recirculation entre l'IRWST et le primaire en situation PCC-4, soit [ ],
- une pompe ISBP fonctionne en mode débit réduit ([ ]), en considérant le débit issu de l'aspersion du train EVU qui retourne vers le BR, soit [ ], et le débit perdu par évaporation, soit [ ], en situation RRC-A, ce qui équivaut à un débit de [ ] à compenser.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 20/43  
STANDARD

### **2.2.5. Contribution spécifique à la protection contre les agressions**

En cas de fuite ou brèche sur le circuit PTR dans le BR, BK ou dans le BAN, les vannes d'isolement décrites en 0.2.5 doivent se fermer.

En cas de scénario de cumul d'un PCC affectant un train de refroidissement PTR (15.2.2x, 15.2.2s ou 15.2.3t), d'une maintenance préventive sur une deuxième file PTR (ou système support) et d'un incendie indépendant postulé après atteinte de l'état contrôlé sur la dernière file PTR, le système d'appoint de secours (réseau JAC/JPI) doit apporter un appoint en eau avec une pompe ASG à un débit minimal de [ ] pour les états A à F (débit enveloppe des différents débits requis de sûreté).

### **2.2.6. Contribution à l'élimination pratique**

En cas de situations affectant la piscine de désactivation, le débit d'appoint de secours, les systèmes d'évacuations de la puissance ou l'isolement des lignes doit assurer le non découverture des assemblages combustibles conformément au paragraphe 2.2.2.

En cas de baisse de niveau suite à une fuite, les isolements doivent également assurer le non découverture des assemblages combustibles.

## **2.3. AUTRES HYPOTHÈSES**

### **2.3.1. Circuit de purification**

La conception de ce circuit repose sur les hypothèses générales suivantes :

- La température maximale de fonctionnement du circuit tient compte de la tenue en température des filtres et des résines échangeuses d'ions.
- Le débit de purification permet le renouvellement du volume de la piscine de désactivation ou du volume total de la piscine BR en environ [ ].
- La finesse de filtration est conçue de manière à ce que la clarté de l'eau en piscine permette le suivi des opérations de manutention combustible sous eau.

### **2.3.2. Circuit d'écumage superficiel**

La conception de ce circuit repose sur les hypothèses générales suivantes :

- La température maximale de fonctionnement du circuit tient compte de la tenue en température des filtres et des résines échangeuses d'ions.
- Le débit et la finesse de filtration permettent d'améliorer la clarté de l'eau dans la piscine de désactivation et la piscine BR.
- Le dispositif d'écumage permet de suivre les variations du niveau d'eau de la piscine de désactivation et du compartiment cuve du réacteur.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 21/43  
STANDARD

### **2.3.3. Décolmatage des filtres RIS**

Au titre de la défense en profondeur, le système PTR doit permettre de vidanger le compartiment des lances d'instrumentation (voir sous-chapitre 6.3) pour permettre un décolmatage des filtres RIS.

### **2.3.4. Exclusion de fuite**

Les portions de tuyauteries suivantes du système PTR sont réalisées en appliquant un référentiel renforcé dit à exclusion de fuite (voir section 3.4.2) :

- aspiration des trains de refroidissement depuis la piscine BK jusqu'au second organe d'isolement,
- aspiration en fond du compartiments de transfert BK, de la fosse de chargement sous eau, du compartiment de transfert BR, du compartiment de stockage des internes et du compartiment cuve jusqu'au second organe d'isolement.

Au titre de la défense en profondeur, le refoulement des trains de refroidissement depuis la piscine BK jusqu'au premier organe d'isolement (clapet) est également réalisé en appliquant un référentiel renforcé à exclusion de fuite.

Note : Le premier organe d'isolement de la ligne d'aspiration du compartiment de transfert BK ainsi que le premier organe d'isolement de la fosse de chargement ont été doublés de sorte à isoler en toutes circonstances ces circuits en cas d'inondation (due à une rupture d'une tuyauterie PTR connectée à la piscine de désactivation). Ainsi, le référentiel d'exclusion de fuite a été étendu jusqu'au troisième organe d'isolement.

En complément de l'application du référentiel dit à exclusion de fuite sur ces tronçons de tuyauteries, les scénarii de fuite sont étudiés dans le cadre du sous-chapitre 19.1.3Fsq.

## **3. DESCRIPTION - FONCTIONNEMENT**

### **3.1. DESCRIPTION**

#### **3.1.1. Description générale du système**

##### **3.1.1.1. Piscine du bâtiment combustible**

Conformément à la section 9.1.6, la piscine du bâtiment combustible est divisée en trois compartiments isolables par des portes pivotantes et un batardeau :

- la piscine de désactivation, où sont entreposés les éléments combustible usés pendant leur période de décroissance ainsi que certains éléments combustible neufs avant leur chargement dans le cœur,
- le compartiment de transfert BK, dans lequel débouche le tube de transfert, utilisé pour le transit des éléments combustible entre la piscine BR et la piscine de désactivation et



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 22/43  
STANDARD

inversement. Le tube de transfert [ ], en fonctionnement normal, par une vanne d'isolement côté bâtiment combustible (BK) et par une tape côté bâtiment réacteur (BR),

- la fosse de chargement sous eau où les éléments combustible sont chargés dans le château ou déchargés.

Le batardeau est placé entre la piscine de désactivation et le compartiment vide ou celui qui va être vidangé de sorte à assurer un double isolement.

### 3.1.1.2. Circuit de refroidissement de la piscine de désactivation

Le circuit de refroidissement PTR est composé de :

- **deux trains principaux** identiques, chacun équipé de deux pompes et d'un échangeur de chaleur refroidi par le Circuit de Réfrigération Intermédiaire du Réacteur (RRI). Chaque train est assigné à un des deux collecteurs RRI alimenté en alternance par deux trains RRI (par exemple : train principal PTR 1 – collecteur commun RRI 1 – train RRI 1 ou 2).

Chaque train est alimenté par une voie électrique différente et peut être alimenté par une voie voisine lors des opérations de maintenance des tableaux électriques : le train principal PTR 1 (resp. 2) est alimenté par la division 2 (resp. 4) et peut être interconnecté à la division 1 (resp. 3).

- **un troisième train** équipé d'une pompe et d'un échangeur de chaleur refroidi par une chaîne de refroidissement intermédiaire (la chaîne intermédiaire de la file 1 de l'EVU) partagée avec le système EVU et totalement indépendante du RRI (voir section 6.2.7), elle-même reliée à la chaîne de refroidissement SRU, indépendante du SEC (voir section 9.2.6).

Ce train est situé dans le BAS 1. Ce train est alimenté par la division 1 et peut être interconnecté à la division 2 lors d'une maintenance des tableaux électriques.

Des clapets anti-retour sont installés sur les tuyauteries de refoulement.

La concentration en bore et l'activité de la piscine de désactivation peuvent être contrôlées par échantillonnage du circuit de refroidissement à travers le système REN par échantillonnage.

Le débit RRI à travers les échangeurs de chaleur des trains principaux PTR est régulé par des vannes.

### 3.1.1.3. Circuit de purification de la piscine de désactivation

Ce circuit est indépendant du circuit de refroidissement, mais il est relié au circuit de purification de la piscine BR et de l'IRWST.

Il est composé des équipements suivants :

- tuyauteries d'aspiration situées au fond de chaque compartiment du BK (hormis la piscine de désactivation),
- une tuyauterie d'aspiration plongeante dans la piscine de désactivation,
- tuyauteries de refoulement plongeantes dans chaque compartiment du BK,
- une pompe en parallèle à la pompe de purification de la piscine BR ([ ]), alimentée par la division 4 et pouvant être interconnectée à la division 3 lors d'une maintenance des tableaux électriques,



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 23/43  
STANDARD

- une chaîne de purification composée de deux filtres à cartouche et d'un déminéraliseur,
- une vanne réglante,
- deux crépines en fond de compartiment de transfert BK et de fosse de chargement sous eau, qui peuvent être retirées après vidange des compartiments.

La concentration en bore et l'activité de la piscine de désactivation peuvent être contrôlées par échantillonnage du circuit de purification à travers le circuit REN.

Les trois premiers organes d'isolement des tuyauteries de vidange des compartiments du BK sont motorisés [ ], avec un automatisme de fermeture sur niveau bas dans la piscine de désactivation. Cette motorisation doit permettre d'assurer un double isolement automatique des vidanges à cinétique rapide. Ce double isolement est constitué de trois vannes, car les deux premières sont redondées pour répondre aux études d'inondation du bâtiment BK (voir sous-chapitre 3.4). L'isolement est déclenché à la détection du niveau MIN3 par des capteurs redondés F1A ou, pour prévenir une défaillance de mode commun, du niveau MIN2 par des capteurs redondés F2. La pompe de purification est également déclenchée sur critère de niveau.

Des clapets anti-retour sont installés sur les tuyauteries de refoulement de la purification.

La pompe de purification de la piscine BR peut être utilisée pour secourir la pompe de purification de la piscine BK.

#### **3.1.1.4. Transferts d'eau de la piscine BK**

Le circuit de purification de la piscine de désactivation est également utilisé pour effectuer les transferts d'eau entre les compartiments de la piscine BK ; seule la chaîne de purification est contournée.

Le compartiment transfert BK et la fosse de chargement sous eau ont le même volume et sont remplis alternativement selon le besoin. Ainsi, lorsque le compartiment transfert BK est plein, la fosse de chargement sous eau est vide et inversement.

Le système REA alimente directement la piscine de désactivation en eau borée pour son premier remplissage ou pour le remplissage en cas de fuites.

De plus, lors des phases de vidange de la piscine BR, la pompe de purification de la piscine BK peut être utilisée en parallèle de la pompe de purification de la piscine BR pour une vidange plus rapide.

#### **3.1.1.5. Circuit d'écumage superficiel de la piscine de désactivation**

Ce circuit est complètement indépendant des autres circuits. Il est composé de :

- une ligne d'aspiration avec un dispositif pouvant suivre le niveau d'eau de la piscine de désactivation,
- une pompe alimentée par la division 4 et pouvant être interconnectée à la division 3 lors d'une maintenance des tableaux électriques,
- un filtre,
- une vanne réglante,
- plusieurs points de refoulement situés sur le pourtour de la piscine de désactivation sous le niveau normal de l'eau de manière à créer un courant de surface vers la ligne d'aspiration.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 24/43  
STANDARD

### 3.1.1.6. Piscines du bâtiment réacteur

La piscine BR est divisée en quatre compartiments isolés par des batardeaux :

- le compartiment cuve au-dessus de la cuve du réacteur,
- le compartiment de transfert BR, dans lequel débouche le tube de transfert, utilisé pour le transit des éléments combustible entre la piscine BR et la piscine de désactivation et inversement,
- le compartiment de stockage des internes, où les internes supérieurs et inférieurs de la cuve sont stockés (sous eau et dans un seul compartiment) lorsqu'ils sont déposés durant les arrêts de tranche,
- le compartiment des lances d'instrumentation, [ ], retirées de la cuve du réacteur à chaque arrêt pour rechargement, sont stockées sous eau.

### 3.1.1.7. Circuit de purification de la piscine BR et de l'IRWST

Ce circuit est composé de :

- tuyauteries d'aspiration situées au fond de chaque compartiment de la piscine BR,
- une aspiration dans l'IRWST via la tuyauterie d'aspiration EVU dans l'IRWST,
- une pompe, en parallèle à la pompe de purification de la piscine de désactivation ([ ]) alimentée par la division 1 et pouvant être interconnectée à la division 2 lors d'une maintenance des tableaux électriques,
- une vanne réglante,
- tuyauteries de refoulement dans chaque compartiment de la piscine BR,
- une tuyauterie de refoulement dans l'IRWST,
- une crépine sur le compartiment des lances d'instrumentation,
- des crépines en arrêt de tranche et des grilles tranche en puissance dans les autres compartiments du BR.

La purification de la piscine BR et de l'IRWST peut être assurée par la chaîne de purification de la piscine de désactivation ou la chaîne de traitement du RCV (filtres et déminéraliseurs du RCV).

Les deux premiers organes d'isolement des tuyauteries de vidange des compartiments du BR sont motorisés et [ ], avec un automatisme de fermeture sur niveau bas dans la piscine de désactivation. Cette motorisation doit permettre d'assurer un double isolement automatique (hormis pour le compartiment des lances d'instrumentation, isolé pendant les phases de manutention combustible) des vidanges à cinétique rapide. L'isolement est déclenché à la détection du niveau MIN3 par des capteurs redondés F1A. L'isolement est aussi déclenché sur niveau MIN1 dans le compartiment transfert BR par des capteurs redondés F1A (automatisme actif uniquement pendant les phases de déchargement/rechargement). La pompe de purification est également déclenchée sur critère de niveau.

Des clapets anti-retour sont installés sur les tuyauteries de refoulement de la purification (hormis pour le compartiment des lances d'instrumentation).

La pompe de purification de la piscine BR peut être utilisée pour secourir la pompe de purification de la piscine de désactivation.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1

SECTION : 9.1.3

PAGE : 25/43

STANDARD

#### **3.1.1.8. Transferts d'eau des piscines BR et IRWST**

Le circuit de purification des piscines BR et de l'IRWST peut également être utilisé pour les transferts d'eau entre l'IRWST et les différents compartiments de la piscine BR.

L'eau nécessaire pour remplir la piscine BR pendant l'arrêt pour rechargement est stockée dans l'IRWST.

La piscine BR peut être vidangée dans l'IRWST à l'aide de la pompe de purification de la piscine BR et de la chaîne de purification du PTR. Pour une vidange plus rapide, la chaîne de traitement RCV, si disponible, et la pompe de purification de la piscine BK peuvent être utilisées en parallèle.

Des vannes réglantes motorisées sont installées en aval des pompes de purification avec une régulation permettant d'ajuster le débit en fonction des configurations (une ou deux pompes en service) et de compenser l'encrassement des filtres.

Le compartiment des lances d'instrumentation reste en eau dans tous les états de tranche. Son premier remplissage ou ses remplissages ultérieurs sont réalisés avec de l'eau provenant de l'IRWST.

Le REA alimente l'IRWST en eau borée, via le circuit PTR, lors de son premier remplissage ou de ses remplissages ultérieurs suite à des fuites.

#### **3.1.1.9. Transferts d'eau des piscines BK et IRWST**

Le circuit de purification de l'IRWST peut également être utilisé pour réaliser l'appoint depuis l'IRWST vers la piscine BK.

#### **3.1.1.10. Circuit d'écumage superficiel de la piscine BR**

Ce circuit est connecté au circuit de purification de la piscine BR et utilise sa chaîne de purification et ses tuyauteries de refoulement. Il est composé de :

- une tuyauterie d'aspiration dans le compartiment cuve, équipé d'un dispositif d'aspiration flottant capable de suivre les variations du niveau d'eau dans la piscine BR,
- une pompe auto-amorçante située dans le BR, alimentée par la division 1 et pouvant être interconnectée à la division 2 lors d'une maintenance des tableaux électriques. Cette pompe refoule dans la tuyauterie d'aspiration de la pompe de purification de la piscine BR.

#### **3.1.1.11. Ligne de vidange du compartiment des lances vers l'IRWST**

La ligne de vidange du compartiment des lances est connectée à la tuyauterie d'aspiration de la purification en fond de compartiment.

L'ouverture de la ligne peut être réalisée à partir d'une des deux vannes disposées en parallèle.



### **3.1.1.12. Lignes de vidange des compartiments du BR (hors compartiment des lances) vers l'IRWST**

Les lignes de vidange des compartiments Cuve, des Internes et Transfert du BR sont connectées à la tuyauterie d'aspiration de la purification en fond de compartiment ainsi qu'à la ligne commune de vidange gravitaire vers l'IRWST.

L'ouverture de la ligne commune de vidange vers l'IRWST peut être réalisée à partir d'une des deux vannes disposées en parallèle.

### **3.1.1.13. Ligne de trop-plein de la piscine BR vers l'IRWST**

La ligne de trop-plein est indépendante du reste du circuit PTR.

L'ouverture de la ligne peut être réalisée à partir d'une des deux vannes disposées en parallèle.

## **3.1.2. Description des matériels principaux**

Le système PTR est constitué des matériels principaux suivants :

### **3.1.2.1. Volumes des piscines BK et BR**

Les volumes des compartiments de la piscine BK et BR sont donnés dans la section 9.1.6.

### **3.1.2.2. Pompes des trains de refroidissement**

#### Trains principaux

Les quatre pompes sont des pompes centrifuges dont le débit nominal est de [ ].

Les moteurs des pompes sont refroidis par le RRI (échange air/eau).

#### Troisième train

La pompe est une pompe centrifuge dont le débit nominal est de [ ].

Le moteur de la pompe est refroidi par air (échange air/air).

### **3.1.2.3. Echangeurs des trains de refroidissement**

Les caractéristiques nominales des échangeurs sont celles énoncées dans le paragraphe 2.2.2.

Les valeurs des KS suite aux retours fournisseurs lorsque les échangeurs sont propres sont les suivantes :

- [ ] par échangeur d'un train principal en états A à D,
- [ ] par échangeur d'un train principal en états E et F,
- [ ] pour l'échangeur du troisième train de refroidissement.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 27/43  
STANDARD

Les valeurs des KS suite aux retours fournisseurs lorsque les échangeurs sont encrassés sont les suivantes :

- [ ] par échangeur d'un train principal en états A à D,
- [ ] par échangeur d'un train principal en états E et F,
- [ ] pour l'échangeur du troisième train de refroidissement.

### **3.1.3. Description des dispositions d'installations principales**

#### **3.1.3.1. Circuit de refroidissement de la piscine de désactivation**

Les tuyauteries de refroidissement ([ ] pour les trains principaux et [ ] pour la troisième file de refroidissement) sont plongeantes dans la piscine de désactivation.

Les extrémités des tuyauteries sont situées à [ ] au refoulement pour les trains principaux. Pour le troisième train elles sont situées à [ ] au refoulement. L'altimétrie plus basse de l'aspiration du troisième train PTR permet de répondre à l'exigence de maintien du caractère opérationnel du troisième train en cas de fuite ou une brèche sur un train principal de refroidissement. Par ailleurs, l'aspiration de ce train est munie d'un divergent lui permettant de s'affranchir des risques liés au vortex, susceptibles d'apparaître aux basses altimétries.

Les génératrices inférieures des traversées dans la piscine sont situées à [ ] à l'aspiration du troisième train et à [ ] à l'aspiration des trains principaux de manière à conserver en eau le troisième train en cas de siphonnage sur un train principal.

Au refoulement de chaque train, les génératrices sont situées à [ ] ce qui permet, en cas de fuite ou brèche au refoulement d'un train de refroidissement, une reprise du refroidissement par le train non affecté, sans nécessiter l'isolement de la brèche.

Deux organes d'isolement sont installés en série sur chaque tuyauterie d'aspiration pour assurer l'isolement d'une brèche située en aval.

Les tuyauteries d'aspiration et de refoulement sont installées de telle manière qu'une circulation correcte de l'eau est assurée autour et dans les assemblages combustible.

Des casse-siphons ([ ]) sont installés sur les tuyauteries plongeant dans la piscine de désactivation (hormis à l'aspiration du troisième train) afin d'arrêter une vidange à [ ] en cas de siphonnage à l'aspiration et à [ ] au refoulement du circuit, même en cas de rupture franche des tuyauteries.

Des dispositions sont prises pour assurer l'efficacité des casse-siphons et ne pas considérer leur défaillance :

- absence de vanne d'isolement,
- marge lors du dimensionnement sur le diamètre du casse-siphon installé,
- ligne casse-siphon débouchante au dessus du niveau normal sur les tuyauteries d'aspiration (afin d'éviter l'obturation par un corps migrant présent en piscine plaqué par dépression),
- vérification périodique de l'absence de bouchage et protection vis-à-vis de la chute d'objet des lignes débouchantes au dessus du niveau normal.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 28/43  
STANDARD

Par ailleurs, en fonctionnement normal, les lignes casse-siphon en forme de crosse sont soit complètement sous eau (au refoulement), soit complètement hors d'eau (à l'aspiration) pour éviter une cristallisation du bore.

### 3.1.3.2. Circuit de purification de la piscine de désactivation

Les tuyauteries de purification ([ ]) sont plongeantes dans la piscine de désactivation. Les génératrices inférieures des traversées dans la piscine et dans les compartiments BK sont situées à [ ] de manière à conserver un refroidissement par un train principal, sans nécessiter un appoint ou l'isolement de la brèche, en cas de siphonnage sur le circuit de purification.

- L'extrémité de la tuyauterie d'aspiration de la purification dans la piscine de désactivation est située à 17,75 m.
- Des casse-siphons([ ]) sont installés sur la tuyauterie d'aspiration (de la piscine de désactivation) et sur les tuyauteries de refoulement de la purification afin d'arrêter une vidange à [ ], même en cas de rupture franche des tuyauteries.
- Des dispositions similaires aux casse-siphons des trains de refroidissement sont prises en compte afin de garantir leur efficacité.

### 3.1.3.3. Circuit d'écumage superficiel de la piscine de désactivation

Le dispositif d'écumage BK ([ ]) est situé à une altimétrie supérieure au seuil de déclenchement des pompes des trains principaux.

### 3.1.3.4. Circuit de purification de la piscine BR et de l'IRWST

Les génératrices inférieures des traversées dans les compartiments BR des tuyauteries de refoulement de purification ([ ]) sont situées à [ ] de manière à conserver un refroidissement par un train principal sans nécessiter un appoint ou l'isolement de la brèche, en cas de siphonnage par le circuit de purification affecté).

- Des casse-siphons ([ ]) sont installés sur les tuyauteries de refoulement de la purification afin d'arrêter une vidange à [ ], même en cas de rupture franche des tuyauteries.
- Des dispositions similaires aux casse-siphons des trains de refroidissement sont prises en compte afin d'assurer leur efficacité.

### 3.1.3.5. Ligne de trop-plein de la piscine BR vers l'IRWST

- La génératrice inférieure de la ligne de trop-plein est située à [ ] de manière à conserver le refroidissement de la piscine de désactivation en situation d'accident lorsque le tube transfert est ouvert.

## 3.2. FONCTIONNEMENT

### 3.2.1. Fonctionnement en régime normal de la tranche

Le régime normal du système correspond au fonctionnement en puissance de la tranche.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1

SECTION : 9.1.3

PAGE : 29/43

STANDARD

L'état des piscines coté BK est le suivant :

- la piscine de désactivation est remplie d'eau en permanence,
- le compartiment de transfert BK est rempli,
- la fosse de chargement sous eau est vide. L'eau nécessaire pour remplir la fosse de chargement sous eau en cas d'évacuation de combustible usé est stockée dans le compartiment de transfert BK (voir paragraphe 3.1.1.4).

L'état des piscines coté BR est le suivant :

- le compartiment des lances d'instrumentation de la piscine BR est rempli d'eau en permanence,
- tous les autres compartiments sont vides,
- l'eau nécessaire pour remplir chaque compartiment de la piscine BR est stockée dans l'IRWST.

Le régime normal du système est le suivant :

- **Le circuit de refroidissement de la piscine de désactivation** fonctionne dès le premier déchargement de la tranche et tant que des éléments combustible usés sont entreposés dans la piscine de désactivation. Un seul train principal de refroidissement PTR avec une seule pompe fonctionne en permanence (la seconde pompe étant en secours).

Le second train principal de refroidissement PTR est en secours du train de refroidissement PTR en fonctionnement.

Il est prévu de démarrer le **troisième train PTR** à titre préventif en cas d'indisponibilité programmée d'un train de refroidissement principal suite à une maintenance sur le PTR ou sur un de ses systèmes support, afin de se prémunir d'un non démarrage sur sollicitation de la pompe du troisième train en PCC (voir sous-chapitre 15.2). Le troisième train ne disposant pas de systèmes de régulation lui permettant de respecter la borne inférieure du critère STE en piscine, soit [ ], en toute situation, la maintenance d'un train principal sera conditionnée par le couple {puissance résiduelle en piscine, température de la source froide SRU}.

Lorsque ce train n'est pas en service, il est en permanence isolé de la piscine de désactivation par fermeture de chaque vanne d'isolement motorisée installée à l'aspiration et au refoulement.

- Le **circuit de purification de la piscine de désactivation** fonctionne en permanence, si nécessaire. Ce circuit peut être interrompu si la qualité de l'eau de la piscine de désactivation ne nécessite plus de purification ou si sa chaîne de purification est nécessaire pour le traitement de l'IRWST ou du compartiment des lances d'instrumentation. La pompe de purification de la piscine BR peut être utilisée pour secourir la pompe de purification de la piscine de désactivation. Le circuit de purification est arrêté pour le remplacement des résines du déminéraliseur à lit mélangé ou des cartouches des filtres.
- Le **circuit d'écrémage superficiel de la piscine de désactivation** est démarré [ ] lorsque la présence d'impuretés à la surface de la piscine de désactivation l'exige. L'eau doit être claire afin d'avoir une visibilité suffisante et de réduire l'exposition aux radiations due à l'activation des impuretés.
- Les **circuits de la piscine BR** ne fonctionnent pas lorsque le système est en régime normal. Seules quelques parties des circuits de la piscine BR peuvent être utilisées lorsque qu'elles secourent des fonctions assurées par les circuits de la piscine de désactivation. Le compartiment des lances d'instrumentation ou l'IRWST peuvent également être purifiés



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 30/43  
STANDARD

pendant le fonctionnement en puissance en utilisant la chaîne de purification de la piscine de désactivation.

### 3.2.2. Fonctionnement en régime permanent du système

#### 3.2.2.1. Fonctionnement en arrêt de tranche

Ce régime correspond aux états d'arrêt à froid piscines pleines rencontrés durant les divers arrêts pour rechargement programmés ou aux arrêts fortuits nécessitant le déchargement du combustible.

L'état des piscines coté BK est le suivant :

- la piscine de désactivation est remplie d'eau en permanence,
- le compartiment de transfert BK est rempli d'eau.

L'état des piscines coté BR est le suivant :

- la piscine BR est remplie d'eau (provenant de l'IRWST) pendant les périodes de manutention du combustible. Lorsque le cœur est déchargé, le compartiment cuve peut être vidé. Le compartiment de stockage des internes doit rester en eau,
- le compartiment des lances d'instrumentation est rempli d'eau en permanence.

Pendant l'arrêt de tranche :

- Les deux **trains principaux de refroidissement PTR** (avec une pompe par train) fonctionnent en permanence du début du déchargement jusqu'à la fin du rechargement. Dans certains cas, les deux trains peuvent aussi fonctionner ensemble temporairement après le rechargement afin de maintenir une température piscine BK inférieure à [ ].
- Le **troisième train de refroidissement PTR** ne fonctionne pas mais reste disponible. Il est isolé de la piscine de désactivation par fermeture de chaque vanne d'isolement motorisée installée à l'aspiration et au refoulement.
- Le fonctionnement des **circuits de purification et d'écémage** de la piscine de désactivation est identique à celui du paragraphe 3.2.1.
- Le **circuit de purification de la piscine BR** fonctionne en permanence tant que les compartiments de la piscine BR sont en eau en utilisant la chaîne de traitement du RCV.
- Le **circuit d'écémage superficiel de la piscine BR** fonctionne lorsque la présence d'impuretés à la surface de la piscine BR l'exige. L'eau doit être claire afin de suivre la manutention du combustible et de réduire l'exposition aux radiations due à l'activation des impuretés.
- Le **circuit de purification de l'IRWST** fonctionne dès que l'eau contenue dans la piscine BR a été vidangée vers l'IRWST et si la qualité de l'eau l'exige.
- Le **circuit de transfert d'eau de la piscine BR** est utilisé pour transférer l'eau de l'IRWST vers l'un des compartiments de la piscine BR et inversement.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 31/43  
STANDARD

### **3.2.2.2. Manutention combustible dans le BK tranche en fonctionnement**

Ce régime permanent correspond à la manutention des éléments combustible entre la piscine de désactivation et la fosse de chargement sous eau. Cette manutention s'effectue pendant le fonctionnement en puissance.

Avant les opérations de chargement et de déchargement sous fosse, le compartiment de transfert BK est vidangé vers la fosse de chargement sous eau, afin de réaliser la manutention du combustible sous l'eau. Comme ce transfert d'eau est assuré par la pompe de purification de la piscine de désactivation, la purification de la piscine de désactivation doit être arrêtée pendant ces opérations.

### **3.2.2.3. Vidange et remplissage du compartiment de transfert BK**

Ce régime correspond à la vidange du compartiment de transfert BK pour maintenance. Il se déroule en fonctionnement en puissance ou pendant l'arrêt pour rechargement.

Le compartiment de transfert BK est vidé dans la fosse de chargement sous eau afin de réaliser les travaux dans le compartiment de transfert BK (cf. paragraphe 3.2.2.2).

### **3.2.2.4. Remplissage de la piscine de désactivation**

Ce régime correspond au remplissage de la piscine de désactivation en eau borée.

Le REA alimente la piscine de désactivation directement en eau borée, via le circuit PTR, pour son premier remplissage ou tout remplissage ultérieur suite à des fuites.

### **3.2.2.5. Appoint d'eau aux piscines**

Ce régime correspond à l'appoint d'eau dans la piscine de désactivation et dans le compartiment des lances d'instrumentation.

Le SED alimente en eau la piscine de désactivation du BK et le compartiment des lances d'instrumentation du BR en cas d'évaporation. La motorisation de la vanne d'appoint dans le compartiment des lances d'instrumentation permet d'effectuer un appoint sans accéder dans le BR.

Le REA alimente en eau le compartiment des lances d'instrumentation du BR pour compenser les fuites qui proviendraient des joints du batardeau.

## **3.2.3. Fonctionnement en régime transitoire**

### **3.2.3.1. Démarrage normal**

La connexion entre la ligne de refoulement de la pompe d'écumage du BR et la ligne de retour de purification permet d'éventer vers la piscine BR la ligne et la pompe d'écumage, avant le lignage sur la pompe de purification. La ligne de by-pass de la pompe d'écumage permet de contourner et d'arrêter cette pompe lorsque l'amorçage est réalisé.

Pour les trains principaux, le lignage correct du circuit doit être vérifié avant le démarrage d'une pompe.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 32/43  
STANDARD

### **3.2.3.2. Perte partielle ou totale du circuit de refroidissement de la piscine de désactivation**

Les cas les plus pénalisants de perte directe ou indirecte du circuit de refroidissement de la piscine de désactivation sont étudiés dans les sous-chapitres traitant des analyses de sûreté du PTR (sous-chapitre 15.2 pour les études PCC et 19.1 pour les études RRC-A).

### **3.2.3.3. Vidange accidentelle de la piscine de désactivation**

Les initiateurs de vidange sont étudiés dans les sous-chapitres traitant des analyses de sûreté du PTR (sous-chapitre 15.0 pour les études PCC).

Compte tenu que les tuyauteries connectées aux piscines ne sont pas "haute énergie", les règles relatives aux ruptures de tuyauteries conduiraient à ne retenir, en tant que défaillance matérielle, que des ruptures de piquages ou des fissures (voir notamment section 3.4.2). Pour prendre en compte des défaillances potentielles d'origine humaine (erreur de lignage, geste de maintenance inadapté), on considère néanmoins des brèches équivalentes à une rupture de tuyauterie, par souci de simplicité et de conservatisme. Néanmoins, certaines portions de circuit sont conçues selon un référentiel d'exclusion de fuite (voir section 3.4.2). Pour ces tronçons de tuyauteries, des études de fuite ont été réalisées suivant les règles du sous-chapitre 19.1.3Fsq.

## **4. ANALYSE DE SÛRETÉ**

Les exigences propres aux vannes d'isolement enceinte du circuit de purification du PTR sont décrites dans la section 6.2.3.

Les exigences propres à l'isolement du tube de transfert, notamment la vanne d'isolement PTR coté BK sont décrites dans la section 9.1.4.

### **4.1. CONFORMITÉ À LA RÉGLEMENTATION**

Le système PTR est conforme à la réglementation générale en vigueur (voir le sous-chapitre 1.7) et ne fait pas l'objet de dérogations particulières.

### **4.2. RESPECT DES CRITÈRES FONCTIONNELS**

#### **4.2.1. Contrôle de la réactivité**

Les études de transitoires incidentels/accidentels des sous-chapitres 15.2 et 19.1 faisant intervenir les fonctions du système PTR correspondant aux critères fonctionnels énoncés au paragraphe 0.2.1 sont réalisées en considérant, pour les paramètres suivants, des valeurs cohérentes avec les hypothèses de dimensionnement énoncées au paragraphe 2.2 (cf. sous-chapitre 15.1) :

- le maintien de la sous-criticité pour des configurations accidentelles d'entreposage (assemblage couché sur le râtelier ou situé entre le râtelier et le mur de la piscine),
- le maintien de l'état sous-critique du cœur après ouverture de la cuve du réacteur.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 33/43  
STANDARD

Pour chaque transitoire concerné, ces études :

- présentent les effets de ces fonctions sur le déroulement du transitoire,
- montrent que le dimensionnement de ces fonctions est tel qu'il contribue au respect de leurs critères d'acceptabilité.

#### **4.2.2. Évacuation de la puissance résiduelle**

Les études de transitoires incidentels/accidentels des sous-chapitres 15.2 et 19.1 faisant intervenir les fonctions du système PTR correspondant aux critères fonctionnels énoncés au paragraphe 0.2.2 sont réalisées en considérant, pour les paramètres suivants, des valeurs cohérentes avec les hypothèses de dimensionnement énoncées au paragraphe 2.2 (cf. sous-chapitre 15.1) :

- refroidissement de l'eau de la piscine de désactivation,
- non découverture des assemblages combustibles dans les piscines BR et BK en cas de vidange accidentelle.

Pour chaque transitoire concerné, ces études :

- présentent les effets de ces fonctions sur le déroulement du transitoire,
- montrent que le dimensionnement de ces fonctions est tel qu'il contribue au respect de leurs critères d'acceptabilité.

Le circuit de refroidissement est également capable de démarrer et de fonctionner en situation d'ébullition de la piscine combustible. Les modalités particulières de démarrage permettant de garantir l'absence de vaporisation du fluide dans les tuyauteries sont présentées dans l'étude en référence [1].

L'installation décrite au paragraphe 3.1.3 permet de garantir qu'une brèche sur un circuit quelconque connecté aux piscines ne conduit pas à un découverture direct du combustible entreposé dans le râtelier du fait qu'aucune tuyauterie ne plonge dans la piscine de désactivation en dessous du haut des râteliers et compte tenu de l'altimétrie du seuil des batardeaux (supérieure au haut des râteliers). Par ailleurs, les dispositifs casse-siphons équipant les tuyauteries plongeant en piscines et l'isolement automatique des lignes de vidange des compartiments sur bas niveau en piscine de désactivation permettent d'arrêter une vidange consécutive à une brèche sur le circuit de purification ou de refroidissement avant découverture direct d'un assemblage en cours de manutention.

En cas de vidange conduisant à la perte du refroidissement de la piscine, le débit du système d'appoint de secours permet d'éviter le découverture différé du combustible entreposé dans le râtelier, et de démarrer au moins un train principal de refroidissement après restauration à un niveau supérieur au seuil de déclenchement des pompes.

En cas d'ébullition de la piscine, le débit du système d'appoint de secours permet de compenser les pertes par évaporation et de rehausser le niveau de la piscine à une hauteur compatible avec le redémarrage du système de refroidissement.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 34/43  
STANDARD

#### **4.2.3. Confinement des substances radioactives**

En conditions accidentelles, les lignes du système PTR traversant l'enceinte du bâtiment réacteur sont équipées de deux organes d'isolement enceinte, à savoir deux vannes à l'aspiration de la ligne de purification et une vanne (coté BK) et un clapet (coté BR) au refoulement. Les vannes d'isolement enceinte reçoivent un ordre de fermeture sur signal d'isolement enceinte IE phase 1.

Le système PTR comporte au niveau du tube de transfert une vanne d'isolement côté BK qui permet de réaliser un isolement conformément aux études RCC-A en état E tube transfert ouvert (Chapitre 19).

Pour chaque transitoire concerné, ces études :

- présentent les effets de ces fonctions sur le déroulement du transitoire,
- montrent que le dimensionnement de ces fonctions est tel qu'il contribue au respect de leurs critères d'acceptabilité.

#### **4.2.4. Contributions indirectes à l'accomplissement des fonctions de sûreté**

Les hypothèses de dimensionnement du système PTR énoncées au paragraphe 2.2 sont cohérentes avec les requis des systèmes et équipements servis correspondant au débit gravitaire à partir de la ligne de vidange du fond de l'ensemble des piscines BR et de la ligne de trop-plein BR vers l'IRWST, de sorte à assurer le respect des critères énoncés au paragraphe 2.2 des systèmes RIS et EVU.

#### **4.2.5. Contributions spécifiques à la protection des agressions**

Les études d'agressions du sous-chapitre 3.3 qui concernent l'inondation dans le BAN suite à un séisme et celles du sous-chapitre 3.4 qui concernent l'inondation interne dans le BR, BK et le BAN et faisant intervenir le système PTR sont réalisées en considérant respectivement la fonction de limitation des effets d'une inondation dans le BAN suite à un séisme et la fonction de limitation des effets d'une inondation interne dans le BR, le BK et le BAN telle que décrite au paragraphe 0.2.5.

#### **4.2.6. Contributions à l'élimination pratique**

Les études d'élimination pratique de la section 19.2.4 faisant intervenir des fonctions du système PTR sont réalisées en considérant, pour le paramètre de non découverture des assemblages combustibles stockés dans la piscine de désactivation, des valeurs cohérentes avec les hypothèses de dimensionnement énoncées au paragraphe 2.2.

Pour chaque transitoire concerné, ces études montrent que le dimensionnement de ces fonctions est tel qu'il permet de respecter le critère de non découverture des assemblages combustibles stockés dans la piscine de désactivation.

Ces éléments permettent d'assurer le respect des critères fonctionnels énoncés au paragraphe 0.2.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 35/43  
STANDARD

## **4.3. CONFORMITÉ AUX EXIGENCES DE CONCEPTION**

### **4.3.1. Exigences issues du classement de sûreté**

#### **4.3.1.1. Classements de sûreté**

Les classements des équipements du système PTR jouant un rôle vis-à-vis de la sûreté sont présentés dans la section 3.2.2.

Le système PTR est concerné par deux exceptions aux règles de classement : une première relative au troisième train PTR et de la chaîne de refroidissement EVU/SRU valorisés en PCC et une deuxième exception en cas de perte réseau où le délai de grâce disponible justifie un restage classé F1B pour la fonction de mise en service d'une file principale de refroidissement PTR. Le classement des équipements du système PTR jouant un rôle vis-à-vis de la sûreté sont présentés dans la section 3.2.2.

#### **4.3.1.2. Critère de Défaillance Unique (active et passive)**

##### **Défaillance unique active**

La conception du système PTR est conforme à l'exigence de robustesse au critère de défaillance unique active énoncée au paragraphe 0.3, notamment sur les points suivants :

- le train de refroidissement principal du PTR répond au critère de défaillance unique active. En cas d'une défaillance d'une pompe, la structure [ ] de chaque train principal garantit le refroidissement de la piscine de désactivation,
- lors d'une défaillance d'un train principal, l'indépendance des trains principaux (séparation physique, collecteurs RRI et voies électriques différentes) assure la disponibilité de l'autre train principal.

[ ]

L'isolement à l'aspiration de chacun des trains de refroidissement afin d'isoler une brèche en situation PCC-3 répond au critère de défaillance unique active grâce aux deux vannes disposées en série sur les tronçons à exclusion de fuite.

L'isolement des lignes de vidange des compartiments répond au critère de défaillance unique active. En cas de défaillance de fermeture de la vanne de fond de compartiment, l'isolement est assuré par la fermeture des vannes situées sur les collecteurs communs de vidange des compartiments BR et BK.

L'ouverture de la ligne de vidange du compartiment des lances et de trop-plein de la piscine BR vers l'IRWST répond au critère de défaillance unique active grâce aux deux vannes disposées en parallèle sur chacune des lignes.

Les traversées enceinte du circuit de purification dans le BR répondent également au critère de défaillance unique active grâce à une vanne motorisée et un clapet au refoulement et deux vannes motorisées à l'aspiration.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 36/43  
STANDARD

#### **Défaillance unique passive**

La défaillance unique passive après 24 heures n'est pas à traiter sur les trains de refroidissement du fait des spécificités des circuits du système PTR.

#### **Défaillance aléatoire (au titre des agressions internes)**

La conception du système PTR est conforme à l'exigence de robustesse à la défaillance aléatoire énoncée au paragraphe 0.3, notamment sur l'isolement des bâtiments BR, BK et BAN à travers les vannes d'isolement enceinte, de pied de compartiments BR, d'écémage BR, de pied de compartiment BK, de ligne d'aspiration vers l'IRWST.

#### **4.3.1.3. Alimentations électriques de secours**

La conception du système PTR est conforme à l'exigence de secours électrique énoncée au paragraphe 0.3, notamment sur les points suivants :

- les matériels des trois trains de refroidissement du PTR, les vannes d'isolement des tuyauteries de vidange des compartiments piscine et les vannes d'ouverture de la ligne de vidange du compartiment des lances et de trop-plein de la piscine BR vers l'IRWST sont alimentés par des tableaux secourus en cas de MDTE,
- le troisième train est secouru par le diesel d'ultime secours de la division 1 en cas de MDTG lors de l'état F [ ].

#### **4.3.1.4. Séparation physique/géographique**

La conception du système PTR est conforme à l'exigence de séparation physique/géographique, notamment sur le point suivant :

- les deux organes d'isolement de chaque traversée enceinte du système PTR sont séparés physiquement du fait de leur installation, un à l'intérieur du bâtiment réacteur, l'autre à l'extérieur dans un bâtiment périphérique,
- les deux trains principaux de refroidissements sont situés dans deux divisions distinctes du BK. Par ailleurs, la troisième file de refroidissement est située dans le BAS.

#### **4.3.1.5. Qualification aux conditions accidentelles**

Les équipements du système PTR relevant d'une qualification aux conditions accidentelles sont présentés dans la section 3.7.1.1.2.

#### **4.3.1.6. Classements ESPN, mécanique, électrique, contrôle-commande et sismique**

La conformité des classements mécanique, électrique, contrôle-commande et sismique des équipements du système PTR jouant un rôle vis-à-vis de la sûreté aux exigences énoncées au paragraphe 0.3 est détaillée dans la section 3.2.2.

La conformité aux exigences énoncées au paragraphe 0.3 du classement ESPN des équipements du système PTR est détaillée dans la section 3.2.2.

## **4.3.2. Exigences réglementaires**

### **4.3.2.1. Textes réglementaires**

La conformité aux textes réglementaires est portée de manière générale par la section 1.7.1 du Rapport de Sûreté.

#### **4.3.2.1.1. Textes officiels**

La conformité aux textes officiels spécifiquement applicables au système, listés dans le paragraphe 0.3.2 est assurée par les aspects suivants :

- l'instrumentation du système PTR permet de surveiller en permanence l'inventaire en eau et l'efficacité du refroidissement (mesures analogiques de débit sur les trains de refroidissement et leur source froide, mesures analogiques de température dans la piscine de désactivation, mesures analogiques et Tout-Ou-Rien de niveau dans la piscine de désactivation),
- le circuit de refroidissement ainsi que les systèmes d'appoint disponibles permettent d'évacuer en permanence la puissance résiduelle avec des marges vis-à-vis des risques d'ébullition dans la piscine dans toutes les situations (voir notamment les sous-chapitres 15.2 et 19.1),
- le circuit de refroidissement est capable de redémarrer en situation d'ébullition de la piscine de désactivation,
- les brèches survenant sur un circuit véhiculant de l'eau de la piscine du râtelier sont exclues par conception pour les tronçons décrits au paragraphe 2.3.4, les fuites sont étudiées dans le cadre du sous-chapitre 19.1,
- toute autre fuite ou brèche ne conduit pas à un découvrément direct des assemblages combustibles en cours de manutention ou entreposés dans le râtelier, grâce aux dispositions d'installation décrites dans le paragraphe 3.1.3, ainsi que certaines dispositions de fonctionnement (isolements automatiques des lignes de vidange en fond de compartiment, isolement du troisième train lorsqu'il est à l'arrêt et interdiction de manutention combustible en cas de démarrage préventif du troisième train) de sorte à ce que l'absence de découvrément soit obtenue même en l'absence de toute action d'isolement,
- le débit du circuit d'appoint de secours permet de compenser le débit d'évaporation de la piscine pour les puissances résiduelles maximales avec des marges significatives, ce qui permet d'éviter le découvrément différé par ébullition des assemblages entreposés dans le râtelier et de restituer un niveau d'eau suffisant pour remettre en service un train de refroidissement dans toutes les situations (voir section 9.5.1).

#### **4.3.2.1.2. Prescriptions techniques**

La conformité aux prescriptions techniques spécifiquement applicables au système, listées dans le paragraphe 0.3.2, est assurée par les points suivants :

- le circuit de refroidissement est composé de deux trains principaux indépendants et d'un troisième train indépendant avec une source froide diversifiée par rapport aux trains principaux,
- il est prévu, en cas de maintenance d'un train principal, de démarrer le troisième train PTR et de le maintenir en fonctionnement pendant toute la durée de l'indisponibilité du train en maintenance.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 38/43  
STANDARD

La conformité du système PTR aux décisions n°2012-DC-0283 du 26 juin 2012 et n°2014-DC-0403 du 21 janvier 2014 est démontrée dans le chapitre 21.

**4.3.2.1.3. Réglementations internationales**

Sans objet.

**4.3.2.2. Textes para-réglementaires**

La conformité aux textes para-réglementaires est portée de manière générale par la section 1.7.1 du Rapport de Sûreté.

**4.3.2.2.1. Règles fondamentales de sûreté**

Sans objet.

**4.3.2.2.2. Directives techniques**

La conformité aux directives techniques spécifiquement applicables au système, listées dans le paragraphe 0.3.2, est assurée par :

- la disposition des piquages d'aspiration et de sortie du système de refroidissement de la piscine est telle qu'ils évitent une recirculation directe entre le refoulement et l'aspiration du système de refroidissement. Ceci est assuré par l'altimétrie de l'extrémité des tuyauteries (voir paragraphe 3.1.3.1) et un espacement suffisant entre les tuyauteries d'aspiration et de refoulement (au minimum trois mètres),
- le dimensionnement des trains de refroidissement permet d'assurer une température moyenne inférieure à [ ] (de sorte à limiter l'impact sur les résines) dans la piscine de désactivation en puissance et à l'arrêt jusqu'au commencement du déchargement du cœur avec une pompe d'un train principal en fonctionnement,
- le dimensionnement des trains de refroidissement permet d'assurer une température moyenne inférieure à [ ] (de sorte à limiter l'impact sur les résines) dans la piscine de désactivation dans les états d'arrêt E et F avec deux trains principaux en fonctionnement et une pompe de chaque train en fonctionnement,
- le circuit de refroidissement est capable de résister à une température de [ ] (voir paragraphe 4.1.3.4) et est capable de redémarrer et fonctionner avec une piscine du combustible usé en situation d'ébullition (voir paragraphe 4.2.2 et référence [1]),
- la troisième file de refroidissement est mise en service de manière préventive pendant la maintenance d'un train principal,
- le système PTR réalise la purification de l'eau borée de l'IRWST en fonctionnement normal.

**4.3.2.3. Textes EPR spécifiques**

Sans objet.



### **4.3.3. Agressions**

#### **4.3.3.1. Conformité aux exigences de protection vis-à-vis des agressions internes**

La démonstration de la robustesse de l'installation aux agressions internes relève du sous-chapitre 3.4.

#### **4.3.3.2. Conformité aux exigences de protection vis-à-vis des agressions externes**

La démonstration de la robustesse de l'installation aux agressions internes relève du sous-chapitre 3.3.

### **4.3.4. Diversification**

La conception du système PTR est conforme à l'exigence de diversification énoncée au paragraphe 0.3.4, notamment sur les points suivants :

- la chaîne de refroidissement SRU/EVU du troisième train PTR est diversifiée par rapport à la chaîne de refroidissement RRI/SEC des trains principaux,
- l'installation du bâtiment combustible permet de répondre à l'exigence de séparation physique entre les deux trains principaux,
- la pompe et l'échangeur du troisième train PTR sont situés dans le BAS1 au titre de la séparation géographique,
- la pompe du troisième train PTR constitue une diversification par rapport aux pompes principales vis-à-vis des exigences fonctionnelles hydrauliques (de débit et de hauteur manométrique), des constructeurs de garniture mécanique assurant l'étanchéité de l'arbre des pompes, des exigences technologiques du refroidissement des moteurs électriques.

### **4.3.5. Radioprotection**

De façon générale, les dispositions de conception de l'installation prises pour limiter l'exposition du personnel au rayonnement et à la contamination dues aux radionucléides relèvent du chapitre 12.

### **4.3.6. Fonctionnement, maintenance et accessibilité long terme**

Les analyses relatives à l'accessibilité pour maintenance à long terme en phase post-accidentelle sont présentées au sous-chapitre 12.5.

Ce chapitre identifie les principaux composants du système PTR faisant l'objet d'un requis d'accessibilité à long terme en phase post-accidentelle et indique les conditions d'accessibilités associées permettant de respecter la dose maximale que peut recevoir un intervenant au cours de sa mission.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 40/43  
STANDARD

#### **4.3.7. Système tel que réalisé**

Les échangeurs des trains principaux installés sur le site de Flamanville 3 ont été réalisés conformément à leur conception. Les non-conformités relevées ont soit été corrigées, soit justifiées.

A ce stade de la fabrication, de l'installation et du déroulement des essais, aucun écart n'impacte les requis de sûreté spécifiés dans le Rapport de Sûreté.

### **4.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE**

#### **4.4.1. Essais de démarrage**

Le système PTR fait l'objet d'un programme d'essais de démarrage conformément aux modalités présentées au chapitre 14 permettant notamment de vérifier le respect des critères suivants :

- débit des pompes de refroidissement, purification, écrémage,
- capacité thermique des échangeurs,
- capacité à véhiculer l'eau de la piscine BR vers l'IRWST via l'ouverture des lignes de trop-plein et des lignes de vidange de l'ensemble des compartiments,
- manœuvrabilité des vannes TOR (isolement enceinte, isolement des vannes de pied de compartiment, du tube de transfert, appoint à la piscine,...),
- réglage des régulations.

La vérification du débit des pompes du système PTR n'étant pas possible de façon directe du fait que les conditions d'essais diffèrent des conditions de fonctionnement incidentelles et accidentelles dans lesquelles ce dernier doit être satisfait, sa vérification doit être faite de façon transposée.

La vérification du coefficient d'échange (KS) des échangeurs PTR n'étant pas possible de façon directe du fait que les conditions d'essais diffèrent des conditions de fonctionnement incidentelles et accidentelles dans lesquelles ce dernier doit être satisfait, sa vérification doit être faite de façon transposée.

Au titre de leur contribution au critère global de fuite de l'enceinte, les tests d'étanchéité des vannes d'isolement enceinte sont décrits à la section 6.2.5.

#### **4.4.2. Surveillance en exploitation**

Les fonctions suivantes du système PTR sont sollicitées en exploitation normale de la tranche dans des conditions de fonctionnement incidentelles/accidentelles dans lesquelles elles sont requises :

- température de la piscine de désactivation,
- concentration en bore des piscines,
- niveau d'eau dans les piscines,
- transferts d'eau dans les différents états de tranche.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.3  
PAGE : 41/43  
STANDARD

La surveillance de la disponibilité de ces fonctions est donc réalisée dans ce cadre.

Les tuyauteries du système PTR sur lesquelles porte une exigence d'exclusion de fuite ou brèches font l'objet d'une surveillance en exploitation spécifique, en particulier sur :

- le niveau vibratoire lors des essais de mise en service pour les tronçons situés dans l'environnement des pompes,
- la corrosion des circuits : la chimie des fluides circulant dans les circuits concernés doit être contrôlée avec une fiabilité adaptée à la sensibilité des matériaux.

Les tuyauteries du système PTR sur lesquelles porte une exigence d'exclusion de fuite ou brèches font l'objet d'inspections en exploitation :

- l'inspection en service doit permettre de s'assurer que les prédictions de risque d'endommagement des tuyauteries restent enveloppées des constatations sur site. Elle doit également s'assurer, sur la base d'un échantillonnage, de l'absence d'apparition de dégradations non prévues lors des analyses de l'ensemble des mécanismes de dégradations potentiels,
- le contrôle non destructif lors de la fabrication permettra d'assurer l'absence de défaut notable après la fabrication,
- l'inspection sera mise en œuvre aux endroits où les risques de développement de défauts en service sont les plus élevés compte tenu du retour d'expérience, et des particularités constructives (nature des matériaux et procédés de fabrication) et des risques de corrosion,
- un sondage sur d'autres zones sera intégré dans le programme d'inspection en service pour le respect du principe de défense en profondeur.

#### **4.4.3. Essais périodiques**

Les parties classées du système PTR font l'objet d'essais périodiques conformément au chapitre IX des Règles Générales d'Exploitation permettant notamment de vérifier le respect des critères suivants :

- débit des pompes de refroidissement,
- manœuvrabilité des vannes TOR (isolement enceinte, des pieds de compartiments, du tube de transfert, appoint à la piscine,...).

La vérification du débit des pompes du système PTR n'étant pas possible de façon directe du fait que les conditions d'essais diffèrent des conditions de fonctionnement incidentelles et accidentelles dans lesquelles ce dernier doit être satisfait, sa vérification doit être faite de façon transposée.

Au titre de leur contribution au critère global de fuite de l'enceinte, les tests d'étanchéité des vannes d'isolement enceinte sont décrits à la section 6.2.5.

#### **4.4.4. Maintenance**

Le système PTR fait l'objet d'un programme de maintenance conformément au chapitre VIII des RGE.





## **5. SCHÉMAS**

Les schémas de principe du système PTR sont présentés en figures 9.1.3 FIG 1 et 9.1.3 FIG 2 :

- 9.1.3 FIG 1 : Vue d'ensemble des piscines BK et BR.
- 9.1.3 FIG 2 : Schéma de principe du système PTR.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1

SECTION : 9.1.3

PAGE : 43/43

STANDARD

**LISTE DE RÉFÉRENCES**

- [1] ECEF091724 « Justification du redémarrage en situation d'ébullition des circuits de refroidissement PTR EPR »



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1

SECTION : 9.1.3

FIGURE : 1

PAGE : 1/1

STANDARD

9.1.3 FIG 1 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1

SECTION : 9.1.3

FIGURE : 2

PAGE : 1/1

STANDARD

9.1.3 FIG 2 : [ ]

## SOMMAIRE

<b>9.1.6.CONCEPTION DU REVÊTEMENT DES PISCINES (HORS IRWST).....</b>	<b>5</b>
<b>0. EXIGENCES DE SÛRETÉ.....</b>	<b>5</b>
<b>1. RÔLE DU REVÊTEMENT.....</b>	<b>5</b>
<b>2. BASES DE CONCEPTION DU REVÊTEMENT.....</b>	<b>5</b>
<b>2.1. DISPOSITIONS GÉNÉRALES.....</b>	<b>6</b>
2.1.1. MATÉRIAUX .....	7
2.1.2. SYSTÈME D'ANCRAGE DE LA PEAU MÉTALLIQUE.....	7
2.1.3. CONTRÔLE DES SOUDURES .....	8
<b>2.2. DIMENSIONNEMENT.....</b>	<b>9</b>
2.2.1. SOLLICITATIONS DE DIMENSIONNEMENT .....	9
2.2.2. COMBINAISONS DE SOLLICITATIONS.....	11
2.2.3. MÉTHODOLOGIE DE CALCUL .....	11
<b>3. DESCRIPTION DES PISCINES CONCERNÉES.....</b>	<b>13</b>
3.1. BÂTIMENT RÉACTEUR.....	13
3.2. BÂTIMENT COMBUSTIBLE .....	14
3.3. CARACTÉRISTIQUES DES ÉQUIPEMENTS .....	14
3.3.1. RÂTELIERS D'ENTREPOSAGE ET FIXATION DES ÉQUIPEMENTS.....	14
3.3.2. PÉNÉTRATIONS DE TUYAUTERIES DANS LES VOILES DES PISCINES	14
3.3.3. DÉTECTION DES FUITES.....	15
3.3.4. PORTES ET BATARDEAUX .....	15
3.3.5. ÉCLAIRAGE .....	16
<b>4. ANALYSE DE SÛRETÉ.....</b>	<b>16</b>
4.1. CONFORMITÉ AVEC LA RÉGLEMENTATION.....	16
4.2. AUTRES EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES : TEXTES SPÉCIFIQUES EPR ...	16
4.3. RESPECT DES CRITÈRES FONCTIONNELS VIS-À-VIS DE L'ÉTANCHÉITÉ .	16
4.4. CONFORMITÉ AUX EXIGENCES DE CONCEPTION VIS-À-VIS DES	
AGRESSIONS INTERNES ET EXTERNES .....	16
4.5. ESSAIS, INSPECTION ET MAINTENANCE.....	17
4.5.1. ESSAIS OPÉRATIONNELS .....	17
4.5.2. ESSAIS PÉRIODIQUES .....	18
4.5.3. INSPECTION ET MAINTENANCE .....	18
4.6. TEL QUE RÉALISÉ .....	18



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.6  
PAGE : 2/19  
STANDARD

**LISTE DES RÉFÉRENCES .....19**



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1

SECTION : 9.1.6

PAGE : 3/19

STANDARD

**TABLEAUX :**

9.1.6 TAB 1 [ ]

**FIGURES :**

9.1.6 FIG 1 [ ]

9.1.6 FIG 2 [ ]

9.1.6 FIG 3 SYSTÈME D'ANCRAGE DU REVÊTEMENT MÉTALLIQUE EN VOILE DE PISCINE

9.1.6 FIG 4 SYSTÈME D'ANCRAGE DU REVÊTEMENT MÉTALLIQUE EN FOND DE PISCINE

9.1.6 FIG 5 [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1

SECTION : 9.1.6

PAGE : 4/19

STANDARD





## **9.1.6. CONCEPTION DU REVÊTEMENT DES PISCINES (HORS IRWST)**

### **0. EXIGENCES DE SÛRETÉ**

Le décret n°2007-534 du 10/04/2007 autorisant la création de l'INB de Flamanville 3 demande au chapitre III.3.3 que « le bâtiment qui abrite le râtelier d'entreposage sous eau du combustible dispose [...] d'un dispositif permettant de détecter les fuites issues d'une perte éventuelle d'étanchéité du cuvelage de la piscine du râtelier. Ce bâtiment est par ailleurs conçu pour collecter les fuites éventuelles de la piscine du râtelier et des tuyauteries connectées à cette piscine. »

Par ailleurs, les exigences de sûreté relatives aux piscines sont présentées dans la section 3.5.0 et notamment dans le paragraphe 4.4.4.

### **1. RÔLE DU REVÊTEMENT**

Les piscines de l'EPR sont des compartiments permettant, entre autre, d'entreposer et de manutentionner le combustible. L'étanchéité des piscines est assurée par un revêtement recouvrant leurs parois béton y compris au droit des ancrages des équipements, des traversées de tuyauterie et ce jusqu'au niveau des trop-pleins.

Une partie des compartiments transfert de la piscine du bâtiment réacteur et de la piscine du bâtiment combustible comporte un plafond également recouvert d'une peau métallique d'étanchéité.

Le revêtement ne joue aucun rôle de résistance structurelle.

Ce revêtement est étanche de manière à :

- garantir le maintien sous eau du combustible,
- empêcher les dommages sur la structure béton,
- garantir une protection radiologique (confinement des éléments radioactifs).

Ce revêtement est conçu pour permettre un entretien et une décontamination aisés des piscines. Il résiste également à l'irradiation (eau déminéralisée et borée – légèrement radioactive – en contact avec des assemblages irradiés) et à la corrosion dans n'importe quelle situation de fonctionnement.

### **2. BASES DE CONCEPTION DU REVÊTEMENT**

Les piscines, lorsqu'elles sont mises en eau, sont remplies d'eau déminéralisée borée.

Le revêtement d'étanchéité a à la fois un rôle de rétention de l'eau et de barrière de confinement des éléments radioactifs.

Toute fuite est détectée et localisée en vue de sa réparation.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.6  
PAGE : 6/19  
STANDARD

Le revêtement est décontaminable et résiste à la corrosion.

Les équipements situés dans les piscines sont fixés sur des platines ancrées directement dans la paroi béton afin qu'ils ne transmettent pas d'effort au revêtement.

Les exigences d'étanchéité du revêtement sont satisfaites pour les différents cas de chargement prévus dans l'ETC-C.

Les exigences applicables à l'étude des revêtements des piscines sont contenues dans l'ETC-C, en particulier les §1.6, §1.8 de la partie 1 et §2.9 de la partie 2.

Les cas de charges et les combinaisons de charge considérés pour la construction et le calcul du revêtement sont exposés dans l'ETC-C, §1.6.3 , tableau 1.3.5.1 au §1.3.5 et notations au §1.2.3.

Les températures de service pour les piscines du HR et du HK sont données ci-dessous :

- pendant le fonctionnement normal et le rechargement en arrêt de tranche : de [ ]
- sous conditions exceptionnelles [ ]
- en conditions accidentelles (RRC-A, Accident Grave) : [ ].

Les contraintes de traction dans le béton dues à la fissuration imposent des déplacements aux ancrages des platines (ancrage du revêtement, ancrage des équipements, points fixes des traversées) et des concentrations de déformation dans le revêtement entre ces deux ancrages. La limitation de la déformation du revêtement lorsque les contraintes subies dans le béton sont importantes (fissurations dues au séisme par exemple), se traduit par le respect d'une distance minimale entre deux ancrages de deux platines différentes telle que décrit dans la note en référence [3].

L'ensemble de l'ouvrage équipé est conçu pour une durée de vie de 85 ans (5 ans de construction, 60 ans d'exploitation, 20 ans de démantèlement).

## 2.1. DISPOSITIONS GÉNÉRALES

L'épaisseur du revêtement est [ ] pour les voiles et [ ] pour le fond des piscines.

Les panneaux du revêtement d'étanchéité sont soudés sur une structure porteuse en acier inoxydable austénitique ancrée dans le béton structurel.

Le principe de base est d'utiliser deux panneaux de même hauteur sur la hauteur des piscines pour une largeur moyenne de [ ] environ.

Des poutres de supportage horizontales sont disposées en tête et pied du revêtement, ainsi qu'à la jonction des deux panneaux.

Des poutres de supportage verticales sont disposées à chaque jonction de panneaux à mi-hauteur.

Les éléments (platines d'ancrage par exemple) supportant les charges doivent être fixés au béton structurel. De la même manière, les traversées doivent être soudées sur des éléments fixés dans le béton structurel qui jouent le rôle de point fixe. Les efforts doivent être transmis directement au béton structurel.

En fond de piscine, le revêtement est horizontal.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.6  
PAGE : 7/19  
STANDARD

La conception de la structure permet de contrôler l'étanchéité par un moyen approprié (boîte à vide, radiographie, etc.).

Les soudures du revêtement sont reliées à un dispositif de détection de fuites.

### **2.1.1. MATÉRIAUX**

Les caractéristiques des matériaux sont définies dans la note en référence [4].

#### **2.1.1.1. Revêtement**

Les panneaux métalliques qui forment le revêtement d'étanchéité sont en acier inoxydable austénitique sans molybdène.

La nuance retenue est le [ ] en conformité avec la norme EN 10088-2.

La teneur en cobalt est inférieure à 0,20%.

#### **2.1.1.2. Structure porteuse**

Les revêtements d'étanchéité verticaux sont soudés sur une structure porteuse en acier inoxydable austénitique ancrée dans le béton.

La nuance retenue est le [ ].

#### **2.1.1.3. Ancrages**

Les ancrages de la structure porteuse sont constitués d'acier [ ] (acier carbone).

Les platines d'équipement situées dans le plan du revêtement sont constituées d'acier inoxydable de même nuance que le revêtement.

Les platines d'équipement du fond des piscines sont constituées d'une platine en acier inoxydable située au niveau du revêtement, d'un cadre rigide et d'une platine d'ancrage en acier carbone.

#### **2.1.1.4. Béton**

Les voiles et dalles (fond et plafond, le cas échéant) des compartiments sont des structures en béton armé, de classe [ ] considéré au titre de [ ][ ], fissuré et tendu.

### **2.1.2. SYSTÈME D'ANCRAGE DE LA PEAU MÉTALLIQUE**

Les ancrages utilisés pour fixer le revêtement au génie civil sont compatibles avec :

- le système de détection des fuites au droit des soudures,
- la méthode de contrôle des soudures (canal spécifique étanche afin de permettre de réaliser la radiographie).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.6  
PAGE : 8/19  
STANDARD

Les systèmes d'ancrage du revêtement qui ont été retenus sont (voir 9.1.6 FIG 3 et 9.1.6 FIG 4) :

- Fond : deux profilés en U de largeur différente mais de hauteur compatible en acier inoxydable ponctuellement lié à des platines d'ancrage et soudés l'un dans l'autre de manière à créer un canal de radiographie étanche au centre et deux canaux de drainage ayant une face libre sur chaque côté. Le drainage des fuites transite alors dans une gorge métallique dont la maintenance est facilitée ;
- voiles : un profil rectangulaire connecté au béton,
- angles de revêtement : monoblocs et ancrés dans le béton.

Pour les platines d'équipement :

- fond : une platine en acier inoxydable lié par un cadre en acier noir soudé à une platine en acier noir ancrée dans le béton,
- voiles : une platine en acier inoxydable ancrée dans le béton et affleurante au revêtement,
- L'équipement est quant à lui fixé sur une contre-platine en acier inoxydable, soudée sur la platine en acier inoxydable.

### **2.1.3. CONTRÔLE DES SOUDURES**

Les tôles du revêtement sont assemblées par des soudures bout à bout, avec un minimum de deux passes.

La conception du calepinage des tôles de revêtement a pris en considération les deux critères suivants :

- la limitation du linéaire de soudure celles-ci pouvant être source de fuite,
- la maximisation du taux de soudures radiographiables.

La conception des piscines de l'EPR prévoit le contrôle des soudures des revêtements métalliques qui les composent et la possibilité de détection de fuite éventuelle au droit des soudures.

Pour contrôler les soudures des piscines, il a été fait une distinction entre les compartiments « vidangeables » pour lesquels la réparation des fuites éventuelles peut être envisagée et les compartiments « non vidangeables ». Dans tous les cas, un système de détection de fuites est prévu pour le revêtement du fond comme pour celui des voiles qui composent les piscines.

Chaque piscine comporte plusieurs compartiments chacun « vidangeable » ou « non vidangeable ».

Il a été prévu d'étendre la possibilité de ces contrôles radiographiques à tous les compartiments « toujours en eau » même s'ils sont vidangeables (voir note en référence [3]).

La conception des points singuliers ne permet pas d'atteindre complètement l'objectif de 100% de contrôles radiographiques des soudures des compartiments « toujours en eau » défini dans l'ETC-C et la référence [3]. Pour ces cas particuliers, des mesures compensatoires ont systématiquement été mises en place (contrôle par ressuage sur chaque passe complété par un contrôle final à la boîte à vide).

## 2.2. DIMENSIONNEMENT

Le dimensionnement porte essentiellement sur :

- le dimensionnement du revêtement métallique :  
calculs des déplacements, déformées et contraintes des différentes parties du revêtement des compartiments pour une mise en température à [ ]
- le dimensionnement des ancrages.

### 2.2.1. sollicitations de dimensionnement

La liste des sollicitations et des combinaisons de sollicitations applicables est donnée dans l'ETC-C (Partie 1, §1.3) et dans la note [4].

#### 2.2.1.1. Cas de charge élémentaire

Les cas de charges élémentaires à prendre en compte se divisent en trois principales catégories :

Les actions permanentes regroupant :

- le poids propre de la construction ( $G_c$ ),
- le poids propre des équipements fixes et ossatures secondaires ( $G_L$ ),
- la pression hydrostatique dans les piscines ( $G_h$ ),
- les actions thermiques permanentes ( $G_T$ ),
- le retrait du béton ( $G_s$ ),
- le fluage du béton ( $G_{cr}$ ).

Les actions variables regroupant :

- les charges variables d'exploitation ( $Q_{k,L}$ ),
- les chargements hydrostatiques et thermiques variables dans les piscines ( $Q_{k,h}$ ,  $Q_{k,T,N}$ ,  $Q_{k,T,E}$ ),
- les actions thermiques variables durables ( $Q_{k,T}$ ).

Les actions accidentelles regroupant :

- le séisme de dimensionnement ( $A_{d,E}$ ),
- le chargement thermique dans les piscines en cas d'accident en arrêt de tranche ( $A_{d,T}$ ).

#### 2.2.1.2. Actions permanentes

##### Poids propre ( $G_c$ )

La gravité est prise égale à  $9,81 \text{ m/s}^2$ .



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.6  
PAGE : 10/19  
STANDARD

**charges provenant des équipements et ossatures secondaires ( $G_L$ )**

Aucun équipement n'est accroché directement sur le revêtement.

**pression hydrostatique ( $G_H$ )**

fonction du remplissage de la piscine considérée et de la situation de calcul

**retrait du béton ( $G_s$ )**

La prise en compte du retrait du béton est faite par le biais d'une exigence complémentaire de « non impact de la fissuration du béton sur la peau métallique » qui a été traduite sous la forme d'un critère de distance minimale entre les éléments d'ancrage de la peau.

**fluage du béton ( $G_{cr}$ )**

La peau métallique ne jouant pas de rôle structurel (ETC-C §1.6.4), la prise en compte d'une transmission de contrainte par fluage du béton au revêtement est exclue.

**actions thermiques permanentes ( $G_T$ )**

Ce cas de charge prend en compte l'échauffement moyen de l'eau de la piscine par rapport à la température de référence [], conformément à l'ETC-C, §1.3.3.4.5.

La variation de température effectivement appliquée correspond à l'amplitude maximale entre un minimum et un maximum atteints lors des phases de montage, de fonctionnement normal, ou de rechargement en arrêt de tranche.

**température normale dans la piscine**

La température maximale en fonctionnement normal est prise à []. La température minimale est de [].

**température exceptionnelle dans la piscine**

La température exceptionnelle est prise à [].

**2.2.1.3. Actions accidentelles**

**séisme de dimensionnement ( $A_{d,E}$ )**

Sous séisme, le revêtement suit le mouvement imposé par le GC. Le comportement du GC sous séisme est un comportement d'ensemble qui, par nature, ne génère pas de sollicitation sur le revêtement et ses ancrages.

En revanche, la mise en mouvement du fluide à l'intérieur de la piscine crée un champ de pression sur le revêtement qui s'ajoute à la pression ambiante. Cette pression P est appliquée sous la forme d'une charge statique déterminée à partir des caractéristiques du séisme (accélération spectrale A) et de la hauteur L de la colonne d'eau accélérée, de densité  $\rho$  :

soit :  $P = \rho.A.L$



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.6  
PAGE : 11/19  
STANDARD

L'effet de vague de surface est négligé vis-à-vis du revêtement : les sollicitations de type « pression convective » ne sont pas prises en compte.

#### **chargement thermique dans les piscines en cas d'accident (Ad,T)**

Conformément à la référence [1] §13.3.2, la température d'eau accidentelle à considérer est de [ ].

Cette température est directement appliquée au revêtement.

On ne prend pas en compte de dilatation thermique du béton. Cette hypothèse est conservative puisqu'elle maximise le gradient thermique entre le revêtement et le béton.

### **2.2.2. Combinaisons de sollicitations**

Conformément à l'ETC-C (§1.6.3), on distingue 3 niveaux de fonctionnement de l'installation regroupant les différentes situations de dimensionnement à étudier :

Niveau 1 :

Situation 2f, fonctionnement normal : [ ]

Niveau 2 :

Situation 17b, température d'eau exceptionnelle : [ ]

Niveau 3 :

- Situation 11c, Séisme de dimensionnement : [ ]
- Situation 18b, Température d'eau exceptionnelle : [ ]

La situation 11c relative au cas de séisme n'est pas traitée spécifiquement pour le liner (cf. §2.2.1.3).

Les chargements dimensionnants pour la peau métallique des piscines sont essentiellement des chargements thermiques. Le cas de charge « serviceability earthquake », non significatif, ne figure pas dans les combinaisons de chargement mais l'effet du séisme est pris en compte par des dispositions constructives associées à la conception du revêtement et par le dimensionnement des structures béton dans lesquelles il est ancré.

### **2.2.3. Méthodologie de calcul**

#### **2.2.3.1. Calcul du revêtement**

Le dimensionnement du revêtement est décrit dans les notes [10] à [16].

##### **modélisation**

Le revêtement est modélisé à partir d'éléments coques à [ ]. La taille d'une maille correspond en moyenne à [ ]. Les éléments de coques utilisés dans [ ] sont des éléments triangles/quadrangles linéaires à intégration complète.

Les poutres de supportage sont modélisées à partir d'éléments [ ]. Les propriétés de la section modélisée ne prennent pas en compte les cornières servant au drainage des fuites. La section est celle [ ]. Les éléments de poutres sont de type [ ] permettant de prendre en compte les plastifications éventuelles.

Le béton est modélisé par [ ].

Les ancrages dans le GC sont considérés comme des points fixes vis-à-vis du revêtement : on applique donc des conditions de blocage [ ] couverts par les platines.

La flexion hors plan et la rotation autour de l'axe normal au revêtement [ ].

Les platines d'ancrage des équipements [ ].

### **calculs réalisés**

La modélisation du revêtement intègre un défaut de forme spécifié par l'ETC-C au §1.6.4.

Pour les compartiments toujours en eau, les calculs ont été menés en prenant toujours en compte la pression hydrostatique.

Pour les autres compartiments qui ne sont pas toujours en eau, les calculs ont été menés alternativement avec et sans prise en compte de la pression hydrostatique.

Les sollicitations d'origine thermique peuvent générer des efforts très élevés de nature secondaire qui disparaissent dès lors que des rotules plastiques apparaissent localement.

L'hypothèse des petits déplacements n'est plus suffisante pour traiter ces problèmes fortement non linéaires. Tous les calculs sont réalisés sous l'hypothèse de grands déplacements et grandes déformations.

#### **2.2.3.2. Calcul des ancrages**

Le dimensionnement des ancrages est décrit dans la note [5].

Il existe quatre catégories d'ancrages du revêtement :

- des ancrages d'ossature en fond de piscine (plaques ancrées par des tiges d'ancrage),
- des ancrages d'ossature sur les voiles, (plaques ancrées par des goujons),
- des ancrages d'angle sur les voiles, (cornières filantes renforcées et ancrées par des goujons),
- des platines d'équipement, ancrées par des tiges (fond) ou des goujons (voiles), dont le rôle est de supporter des équipements, mais qui sont également soudées au revêtement. Elles constituent donc également des ancrages pour le revêtement.

Il existe également d'autres « points fixes » liant le revêtement au génie civil : cadres de portes, fourreaux traversants, fixations de batardeaux, ancrage de tirants anti-sismiques, etc.

Ces différentes catégories d'ancrages sont dimensionnées sous l'effet des efforts induits par les variations de température de l'eau et des efforts appliqués par les équipements.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.6  
PAGE : 13/19  
STANDARD

Les ancrages du revêtement ont pour rôle d'assurer la fixation du supportage dans le béton en fond de piscines, où ils sont situés au droit de l'ossature, à mi-distance des intersections de supportage. Ils reçoivent uniquement des efforts transmis par le revêtement et ne reprennent pas d'efforts issus des équipements.

Pour le calcul des efforts appliqués par le revêtement, il a été considéré les trois situations de température d'eau suivantes :

- Situation 2f – Fonctionnement normal [ ] ;
- Situation 17b – Température d'eau exceptionnelle [ ] ;
- Situation 18b – Température d'eau accidentelle [ ] .

La justification des ancrages du revêtement est faite pour chacune de ces 3 situations.

### **3. DESCRIPTION DES PISCINES CONCERNÉES**

Les principales données des compartiments des piscines sont listées dans le tableau 9.1.6 TAB 1.

Tous les compartiments (sauf le compartiment désactivation) possèdent un puisard de vidange.

#### **3.1. BÂTIMENT RÉACTEUR**

La piscine du bâtiment réacteur est située dans l'enceinte de confinement au-dessus de la cuve du réacteur et comprend quatre compartiments (voir 9.1.6 FIG 1) :

- Le compartiment de cuve est situé directement au-dessus de la cuve du réacteur.
- Le compartiment des internes de cuve est associé au compartiment de cuve (même bassin).
- Le compartiment de transfert est utilisé pour le transfert du combustible entre le bâtiment réacteur et le bâtiment combustible (le tube de transfert qui relie les compartiments de transfert des deux bâtiments fait partie intégrante de ce compartiment).
- Le compartiment de stockage des lances (d'instrumentation, toujours en eau) est situé entre le compartiment des internes de cuve et l'enceinte de confinement, à côté du compartiment de transfert.

Ces quatre compartiments peuvent être isolés les uns des autres par des batardeaux amovibles :

- entre le compartiment de cuve et le compartiment des internes de cuve, ouvert en fonctionnement normal et fermé pour des actions ponctuelles comme des réparations sur la cuve,
- entre le compartiment des internes de cuve et le compartiment de transfert, ouvert en fonctionnement normal,
- entre le compartiment des internes de cuve et le compartiment de stockage des lances, fermé en fonctionnement normal.

L'isolement entre le compartiment de transfert du bâtiment réacteur et le tube de transfert est réalisé par une tape côté bâtiment réacteur. Cette tape est fermée en fonctionnement normal.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.6  
PAGE : 14/19  
STANDARD

### **3.2. BÂTIMENT COMBUSTIBLE**

La piscine d'entreposage du combustible usé est située dans le bâtiment combustible. Elle est divisée en trois parties (voir 9.1.6 FIG 2).

- la piscine de désactivation qui contient les assemblages de combustible usé pour désactivation : Elle est toujours en eau et sert aussi de stockage tampon à chaque campagne de déchargement/chargement.
- le compartiment de transfert dont une partie est le tube de transfert qui permet de transférer puis d'accueillir le combustible en provenance du bâtiment réacteur,
- la fosse de chargement, compartiment dédié au chargement et au déchargement du combustible via une trappe située en fond de fosse : Les assemblages de combustible usé et les grappes sont chargés sous eau dans des châteaux de plomb avant leur évacuation hors du site.

Ces 3 compartiments peuvent être isolés entre eux grâce à des portes pivotantes du côté de la piscine de désactivation. Ces portes sont par ailleurs doublées par un batardeau, inséré entre les deux compartiments dans des rails de guidage, lorsqu'elles isolent la piscine de désactivation du compartiment vide. L'eau du compartiment de transfert du HK sert à mettre en eau la fosse de chargement et vice et versa, ces deux compartiments ayant le même volume. Un seul batardeau est donc utilisé puisque seul l'un des deux compartiments est vide en fonctionnement.

Lors des phases de transfert d'eau, le batardeau est préalablement placé en doublement de la porte entre la piscine et le compartiment à vidanger.

L'isolement entre le compartiment de transfert du bâtiment combustible et le tube de transfert est réalisé par une vanne d'isolement côté bâtiment combustible.

### **3.3. CARACTÉRISTIQUES DES ÉQUIPEMENTS**

#### **3.3.1. RÂTELIERS D'ENTREPOSAGE ET FIXATION DES ÉQUIPEMENTS**

Les différents éléments devant être fixés sur les voiles ou en fond de piscine sont directement ancrés dans le béton structural via des platines d'ancrage (matériels, équipements, etc.), des brides réalisant des points fixes (tuyauteries pénétrant dans les piscines), etc.

Le revêtement d'étanchéité en acier inoxydable est soudé en bordure de ces platines et de ces brides et ainsi le liner ne subit pas les contraintes engendrées par ces équipements.

Le seul cas particulier est le râtelier de stockage du combustible qui est directement posé au sol sans liaison. Les pattes de ces râteliers sont conçues de manière à ne pas poinçonner le revêtement.

#### **3.3.2. PÉNÉTRATIONS DE TUYAUTERIES DANS LES VOILES DES PISCINES**

La connexion entre les tuyauteries débouchant dans les piscines et le revêtement est telle qu'aucun effort n'est transmis au revêtement d'étanchéité.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.6  
PAGE : 15/19  
STANDARD

Les fourreaux et leurs ancrages sont en acier inoxydable [ ] .

### 3.3.3. DÉTECTION DES FUITES

Un système de détection et de localisation des fuites est implanté au droit des soudures, derrière le revêtement d'étanchéité (voir 9.1.6 FIG 5). Les canaux de drainage des fuites sont implantés le long du maillage d'ancrage de la peau métallique, en paroi verticale et en fond de chaque compartiment des piscines. Ce réseau présente une pente de [ ] lorsque les dispositions constructives l'ont permise.

La définition des zones de détection de fuites est fonction du calepinage des tôles du revêtement qui permet de déterminer le nombre de zones de détection de fuites, et donc le nombre total de tuyaux qui déboucheront dans les locaux sous-jacents (un tuyau par zone de détection de fuites).

Les fuites sont détectées grâce à deux canaux intégrés dans les U d'ossature support de la peau métallique du fond et dans les collecteurs soudés de part et d'autre des profils rectangulaires des voiles.

Des tuyaux en acier inoxydable sont piqués à tous les points bas des canaux, lesquels sont reliés aux tubes de détection de fuites noyés dans les planchers. Du fait de leur conception, ces tuyaux ne présentent pas de risque d'obstruction par cristallisation du bore.

Chaque tuyau de détection de fuite débouche dans un pot de visualisation inspecté périodiquement par les opérateurs. Les pots de visualisation sont rassemblés dans plusieurs gattes de collecte pour la piscine réacteur et pour la piscine combustible. Ces gattes de collecte recueillent les fuites au cas où il y aurait débordement par les pots de visualisation.

Les gattes disposent d'une connexion au système RPE avec une vanne en aval de la gatte, hormis le compartiment de stockage des lances dont la collecte des fuites se fait par un moyen mobile.

Un réseau est spécifiquement prévu pour la détection des fuites autour des platines d'équipement et des fourreaux en fond de la piscine. Le réseau à jonction des panneaux permet la récupération des fuites éventuelles au niveau des platines des voiles.

### 3.3.4. PORTES ET BATARDEAUX

Les batardeaux et les portes sont revêtus d'un acier inoxydable austénitique de même qualité et nuance que le revêtement d'étanchéité des piscines. Les batardeaux s'insèrent dans une structure de guidage (logement), les portes dans un dormant. Ces éléments sont également revêtus d'un revêtement en acier inoxydable de même qualité et nuance. Une reprise de fuites en aval du second joint du batardeau des lances est prévu pour faciliter l'exploitation.

Les batardeaux tiennent à la pression, quel que soit le sens de la poussée hydrostatique, l'ensemble batardeau / joint / logement de batardeau étant symétrique.

Les portes sont autoclaves avec doubles joints statiques et une détection de fuite en aval du 2<sup>ème</sup> joint avec une connexion de prise de test d'étanchéité.

Le stockage et l'accrochage des batardeaux sont conçus afin que ceux-ci ne puissent pas devenir des agresseurs potentiels en cas de séisme.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.6  
PAGE : 16/19  
STANDARD

Les forces induites par la différence de dilatation thermique entre l'acier et le béton sont prises en compte dans la conception des portes et batardeaux et reprises par les plaques d'ancrage de manière à éviter les déformations dommageables sur l'étanchéité, la planéité, la pérennité du revêtement et l'ouverture des portes et batardeaux.

### **3.3.5. ÉCLAIRAGE**

Les piscines sont pourvues d'un système d'éclairage intérieur. L'éclairage est étanche et protégé vis-à-vis de l'immersion et de la corrosion.

## **4. ANALYSE DE SÛRETÉ**

### **4.1. CONFORMITÉ AVEC LA RÉGLEMENTATION**

Le système de détection de fuite est décrit dans le paragraphe 3.3.3 et répond à l'exigence du DAC présentée au paragraphe 0.

### **4.2. AUTRES EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES : TEXTES SPÉCIFIQUES EPR**

Le revêtement des piscines est conforme aux exigences énoncées dans l'ETC-C.

### **4.3. RESPECT DES CRITÈRES FONCTIONNELS VIS-À-VIS DE L'ÉTANCHÉITÉ**

Toute fuite au niveau du revêtement de la piscine est détectée et localisée en vue de sa réparation.

### **4.4. CONFORMITÉ AUX EXIGENCES DE CONCEPTION VIS-À-VIS DES AGRESSIONS INTERNES ET EXTERNES**

L'ensemble des chargements considérés pour les structures de génie civil sont listées aux paragraphes 3.3 et 3.4 de la section 3.5.0 du RDS.

Les chargements dimensionnants pour la peau métallique des piscines sont essentiellement des chargements thermiques. Les cas de charge « serviceability earthquake » et « design earthquake » ne figurent pas dans les combinaisons de chargement car ils ne génèrent pas de sollicitation sur le revêtement et ses ancrages (cf. §2.2.1.3), mais l'effet du séisme est pris en compte par des dispositions constructives associées à la conception du liner.

Dans le cas de la piscine de désactivation, toujours en eau, l'étanchéité est également assurée pour les chargements associés aux incidents et accidents de référence et pour les conditions de fonctionnement avec défaillances multiples (RRC-A).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.6  
PAGE : 17/19  
STANDARD

## **4.5. ESSAIS, INSPECTION ET MAINTENANCE**

### **4.5.1. ESSAIS OPÉRATIONNELS**

La conception, la construction, l'installation sont validées par des essais aux différents niveaux du projet avant la mise en service de la centrale.

Les équipements, matériels et mécanismes font l'objet d'une vérification après nettoyage final de l'ouvrage.

Trois séries d'essais sont demandées :

- vérification et essais avant mise en service industriel,
- vérification et essais avant réception provisoire,
- vérification et essais avant réception définitive.

Pour les mécanismes, des essais consécutifs d'ouverture et de fermeture seront effectués pour garantir le bon fonctionnement.

Les tests d'étanchéité comprennent :

- vérification du réseau de drainage,
- vérification des soudures,
- vérification de l'étanchéité globale,
- vérification de l'étanchéité des portes et des batardeaux.

Le bon fonctionnement du réseau de drainage et la propreté des canaux sont vérifiés avant soudage des tôles.

Le contrôle des soudures est effectué conformément à l'ETC-C §2.9.2.3.

L'essai de vérification de l'étanchéité globale est réalisé par remplissage des différents compartiments avec de l'eau déminéralisée. L'eau est laissée dans les compartiments pendant une semaine. La piscine est déclarée étanche si l'on ne constate aucune fuite par le réseau de drainage.

Les débits de fuite au niveau des portes et des batardeaux sont mesurés et doivent être inférieurs aux débits autorisés.

Les essais de fonctionnement concernent notamment :

- système de détection des fuites :
  - essai fonctionnel incluant la vérification du bon état des tuyaux de drainage et des canaux de détection des fuites,
- essai fonctionnel :
  - mise en place et enlèvement des batardeaux,
  - ouverture/fermeture des portes.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.6  
PAGE : 18/19  
STANDARD

#### **4.5.2. ESSAIS PÉRIODIQUES**

Les types d'essais, l'évaluation de leur performance, leur fréquence et les appareils de mesure à utiliser sont définis dans des documents dédiés.

#### **4.5.3. INSPECTION ET MAINTENANCE**

Le revêtement métallique des piscines ne nécessite pas d'action de maintenance préventive.

Le système de détection des fuites équipe l'ensemble des ancrages du revêtement des compartiments des deux piscines. Toute fuite peut être détectée, localisée en vue de sa réparation.

Les actions de maintenance corrective ne concernent que les soudures et les composants soudés au revêtement des piscines.

Des soudures provisoires peuvent être réalisées lorsqu'une fuite est décelée. Cette soudure provisoire permet d'attendre la réparation définitive.

Les opérations de maintenance des joints seront définies ultérieurement.

#### **4.6. TEL QUE RÉALISÉ**

A ce stade de la fabrication, de l'installation et du déroulement des essais, aucun écart n'impacte les requis de sûreté spécifiés dans le Rapport de Sûreté.

### LISTE DES RÉFÉRENCES

- [1] ENGSGC050076 ind.B, « EPR Technical Code for civil works » (ETC-C), EDF
  - [2] ENGSGC100349 ind. D, « Prescriptions complémentaires pour la conception du génie civil de FA3 par rapport à l'ETC-C référencé ENGSC050076 à l'indice B », EDF
  - [3] ECEIG060543 ind.D, « Conception, réalisation et contrôle du revêtement des piscines de EPR », EDF
  - [4] INPNH15767 ind.C, « Note d'hypothèses de calculs pour le revêtement des piscines HR et HK », [ ]
  - [5] INPNH24203 ind.C, « Note d'hypothèses et méthodologie de calcul pour les platines d'ancrages et équipements des piscines HR et HK », [ ]
  - [6] INPNT22851 ind.E, « Note de conception générale des piscines HR et HK », [ ]
  - [7] INPNC04046 ind.A, « Note de calcul des distances minimales entre ancrages », [ ]
  - [8] INPNC24214 ind.B, « Bâtiment Réacteur et Combustible, note de calcul générique des angles concaves, étude détaillée de la piscine HK, compartiment chargement », [ ]
  - [9] INPNC24215 ind.B, « Bâtiments réacteur et combustible, revêtement des piscines HR et HK, note de calcul générique des ossatures de voiles, étude détaillée de la piscine HK, chargement », [ ]
- Notes de calcul du revêtement**
- [10] HKPNC15773 ind.C, « Bâtiment combustible, revêtement piscine HK, compartiment de chargement entre [ ]
  - [11] HKPNC15774 ind. F, « Bâtiment combustible, revêtement piscine HK, compartiment de transfert entre [ ]
  - [12] HKPNC15775 ind.D, « Bâtiment combustible, revêtement piscine HK, compartiment de désactivation entre [ ]
  - [13] HRPNC15776 ind.D, « Bâtiment réacteur, revêtement piscine HR, compartiment de stockage des lances d'instrumentation entre [ ]
  - [14] HRPNC15778 ind.B, « Bâtiment réacteur, revêtement piscine HR, compartiment de cuve entre [ ]
  - [15] HRPNC15777 ind.F, « Bâtiment réacteur, revêtement piscine HR, compartiment transfert, note de calculs », [ ]
  - [16] HRPNC15779 ind.B « Bâtiment réacteur, revêtement piscine HR, compartiment de stockage des internes de cuve entre [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.6  
TABLEAU : 1  
PAGE : 1/1  
STANDARD

9.1.6 TAB 1 : [ ]





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.6  
FIGURE : 1  
PAGE : 1/1  
STANDARD

9.1.6 FIG 1 : [ ]

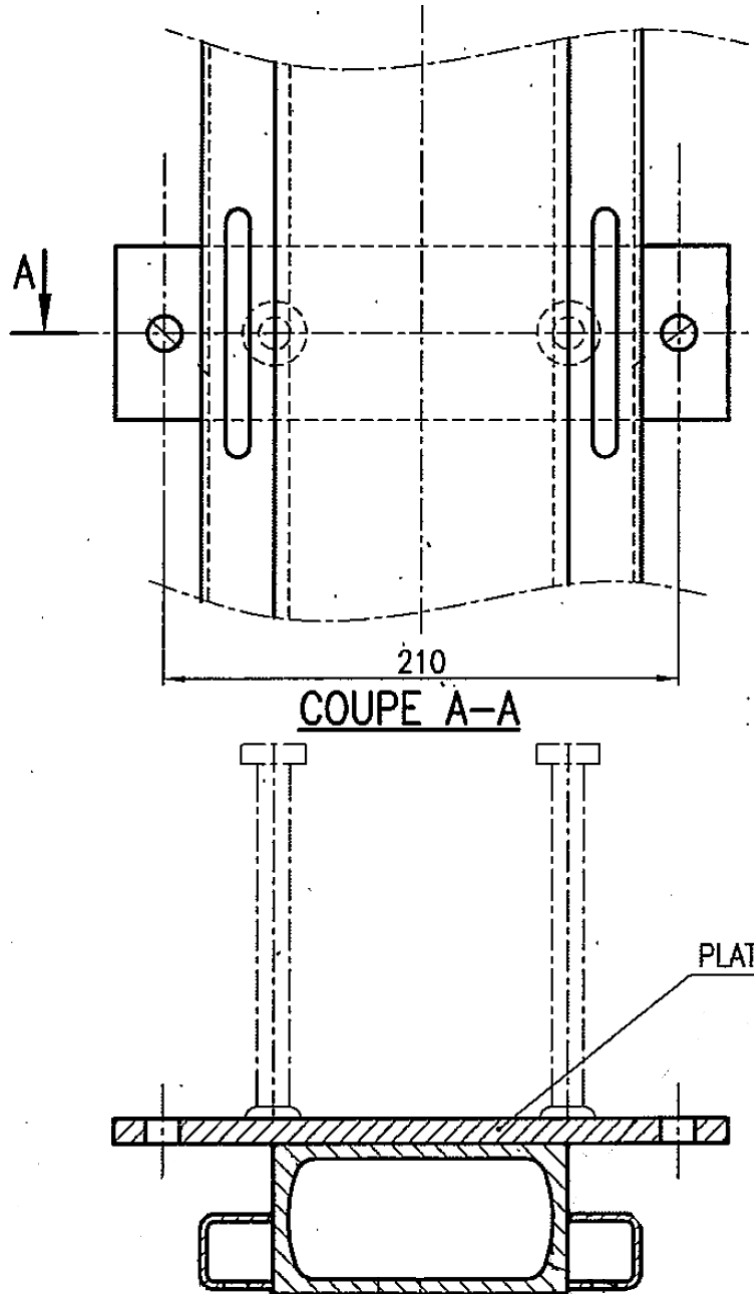


**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

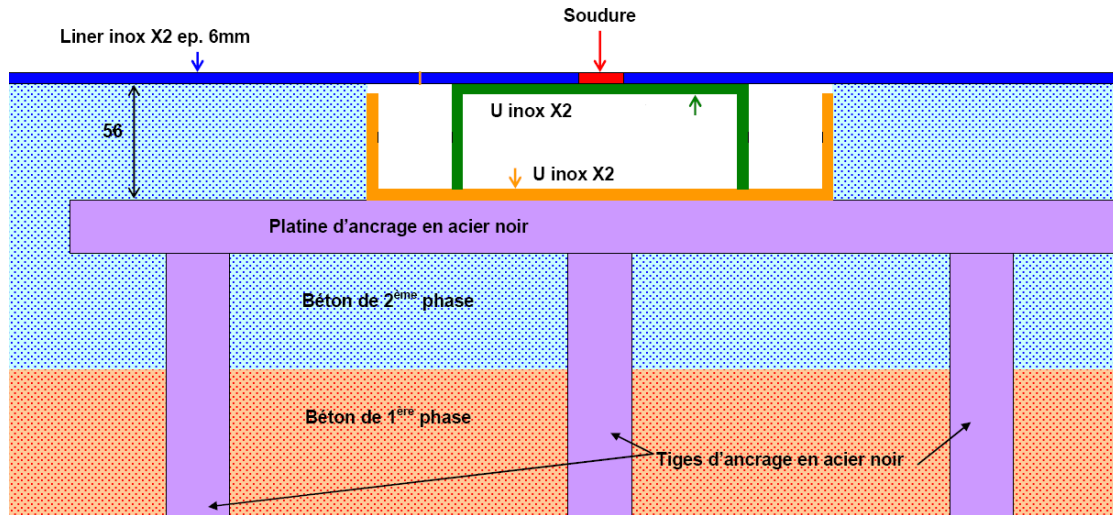
SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.6  
FIGURE : 2  
PAGE : 1/1  
STANDARD

9.1.6 FIG 2 : [ ]

9.1.6 FIG 3 : SYSTÈME D'ANCRAGE DU REVÊTEMENT MÉTALLIQUE EN VOILE DE PISCINE



9.1.6 FIG 4 : SYSTÈME D'ANCRAGE DU REVÊTEMENT MÉTALLIQUE EN FOND DE PISCINE





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.1  
SECTION : 9.1.6  
FIGURE : 5  
PAGE : 1/1  
STANDARD

9.1.6 FIG 5 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOMMAIRE  
CHAPITRE : 9.3

**SOMMAIRE CHAPITRE 9.3**

**9.3 - AUXILIAIRES DU CIRCUIT PRIMAIRE**

**9.3.1 - SYSTÈME D'ÉCHANTILLONNAGE DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE**

**9.3.2 - CIRCUIT DE CONTRÔLE CHIMIQUE ET VOLUMÉTRIQUE (RCV)**

**9.3.3 - TRAITEMENT DES EFFLUENTS PRIMAIRES**

**9.3.4 - APPOINT EN EAU ET EN BORE (REA)**



## SOMMAIRE

9.3.4. APPOINT EN EAU ET EN BORE (REA).....	5
0. EXIGENCES DE SÛRETÉ.....	5
0.1. FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	5
0.1.1. CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....	5
0.1.2. ÉVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	5
0.1.3. CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES.....	5
0.1.4. CONTRIBUTIONS INDIRECTES AUX FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	5
0.1.5. CONTRIBUTIONS SPÉCIFIQUES À LA PROTECTION CONTRE LES	
AGRESSIONS .....	5
0.1.6. CONTRIBUTIONS À L'ÉLIMINATION PRATIQUE.....	5
0.2. CRITÈRES FONCTIONNELS.....	6
0.2.1. CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....	6
0.2.2. ÉVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	6
0.2.3. CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES.....	6
0.2.4. CONTRIBUTIONS INDIRECTES AUX FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	6
0.2.5. CONTRIBUTIONS SPÉCIFIQUES À LA PROTECTION CONTRE LES	
AGRESSIONS .....	6
0.3. EXIGENCES RELATIVES À LA CONCEPTION .....	7
0.3.1. EXIGENCES ISSUES DU CLASSEMENT DE SÛRETÉ .....	7
0.3.2. EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES .....	7
0.3.3. AGRESSIONS .....	8
0.3.4. DIVERSIFICATION.....	9
0.3.5. RADIOPROTECTION .....	9
0.3.6. EXIGENCES LIÉES AU FONCTIONNEMENT, À LA MAINTENANCE ET	
À L'ACCESSIBILITÉ LONG TERME.....	9
0.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE.....	9
0.4.1. ESSAIS DE DÉMARRAGE .....	9
0.4.2. SURVEILLANCE EN EXPLOITATION .....	9
0.4.3. ESSAIS PÉRIODIQUES .....	9
0.4.4. MAINTENANCE.....	10
1. RÔLE DU SYSTÈME.....	10
1.1. RÔLE DU SYSTÈME PENDANT L'EXPLOITATION NORMALE DE LA	
TRANCHE.....	10



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.3  
SECTION : 9.3.4  
PAGE : 2/22  
STANDARD

1.2.	RÔLE DU SYSTÈME DANS LES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT PCC-2 À PCC-4, RRC-A, EN ACCIDENT GRAVE ET SITUATIONS D'AGRESSIONS.....	10
2.	BASES DE CONCEPTION .....	10
2.1.	HYPOTHÈSES GÉNÉRALES DE FONCTIONNEMENT.....	10
2.2.	HYPOTHÈSES DE DIMENSIONNEMENT.....	12
2.2.1.	CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....	12
2.2.2.	ÉVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	12
2.2.3.	CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES .....	12
2.2.4.	CONTRIBUTIONS INDIRECTES AUX FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	12
2.2.5.	CONTRIBUTIONS SPÉCIFIQUES À LA PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS .....	12
2.3.	AUTRES HYPOTHÈSES.....	12
3.	DESCRIPTION – FONCTIONNEMENT .....	14
3.1.	DESCRIPTION .....	14
3.1.1.	DESCRIPTION GÉNÉRALE DU SYSTÈME.....	14
3.1.2.	DESCRIPTION DES MATÉRIELS PRINCIPAUX .....	15
3.1.3.	DESCRIPTION DES DISPOSITIONS D'INSTALLATION PRINCIPALES ..	16
3.2.	FONCTIONNEMENT .....	16
3.2.1.	FONCTIONNEMENT EN RÉGIME NORMAL DE LA TRANCHE.....	16
3.2.2.	FONCTIONNEMENT EN RÉGIME PERMANENT DU SYSTÈME.....	16
3.2.3.	FONCTIONNEMENT EN RÉGIME TRANSITOIRE .....	17
4.	ANALYSE DE SÛRETÉ.....	18
4.1.	CONFORMITÉ À LA RÉGLEMENTATION .....	18
4.2.	RESPECT DES CRITÈRES FONCTIONNELS .....	18
4.2.1.	CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....	18
4.2.2.	ÉVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	18
4.2.3.	CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES .....	18
4.2.4.	CONTRIBUTIONS INDIRECTES À L'ACCOMPLISSEMENT DES FONCTIONS DE SÛRETÉ.....	18
4.2.5.	CONTRIBUTIONS SPÉCIFIQUES À LA PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS .....	19
4.3.	CONFORMITÉ AUX EXIGENCES DE CONCEPTION.....	19
4.3.1.	EXIGENCES ISSUES DU CLASSEMENT DE SÛRETÉ .....	19
4.3.2.	EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES .....	20
4.3.3.	AGRESSIONS.....	21
4.3.4.	DIVERSIFICATION.....	21
4.3.5.	RADIOPROTECTION .....	21





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.3  
SECTION : 9.3.4  
PAGE : 3/22  
STANDARD

4.3.6. FONCTIONNEMENT, MAINTENANCE ET ACCESSIBILITÉ LONG	
TERME .....	21
4.3.7. SYSTÈME TEL QUE RÉALISÉ .....	21
4.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE .....	21
4.4.1. ESSAIS DE DÉMARRAGE .....	21
4.4.2. SURVEILLANCE EN EXPLOITATION .....	22
4.4.3. ESSAIS PÉRIODIQUES .....	22
4.4.4. MAINTENANCE .....	22
5. SCHÉMAS DE PRINCIPE .....	22



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.3

SECTION : 9.3.4

PAGE : 4/22

STANDARD

**FIGURES :**

9.3.4 FIG 1 [ ]

9.3.4 FIG 2 [ ]

9.3.4 FIG 3 APPOINT EN EAU DÉMINÉRALISÉE (REA-EAU)

9.3.4 FIG 4 [ ]

## **9.3.4. APPOINT EN EAU ET EN BORE (REA)**

### **0. EXIGENCES DE SÛRETÉ**

#### **0.1. FONCTIONS DE SÛRETÉ**

##### **0.1.1. Contrôle de la réactivité**

Le système d'appoint en eau et en bore (REA) doit participer au contrôle de la réactivité en cas de scénario RRC-A de dilution homogène avec défaillance du signal PS d'anti-dilution.

##### **0.1.2. Évacuation de la puissance résiduelle**

Le système REA ne contribue pas directement à l'évacuation de la puissance résiduelle.

##### **0.1.3. Confinement des substances radioactives**

Le système REA véhicule un fluide contenant des substances radioactives. A ce titre, il doit contribuer au confinement de ces substances vis-à-vis de la protection de l'environnement et des personnes.

##### **0.1.4. Contributions indirectes aux fonctions de sûreté**

Sans objet.

##### **0.1.5. Contributions spécifiques à la protection contre les agressions**

Les contributions du système à la protection contre les agressions doivent être les suivantes :

- limitation des effets d'une inondation interne dans le Bâtiment Combustible (BK) et dans le Bâtiment des Auxiliaires Nucléaires (BAN) en cas de fuite ou rupture d'une tuyauterie REA,
- limitation des effets d'une inondation interne dans le Bâtiment Combustible (BK) en cas de fuite ou rupture d'une tuyauterie RCV lors d'un appoint REA au ballon RCV,
- limitation des effets d'une inondation dans le Bâtiment des Auxiliaires Nucléaires (BAN) suite à un séisme.

##### **0.1.6. Contributions à l'élimination pratique**

Le système ne contribue pas directement à l'élimination pratique.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.3  
SECTION : 9.3.4  
PAGE : 6/22  
STANDARD

## 0.2. CRITÈRES FONCTIONNELS

Au titre de ses contributions à l'accomplissement des fonctions de sûreté, le système REA doit satisfaire les critères fonctionnels suivants :

### 0.2.1. Contrôle de la réactivité

- Isolement de la source d'eau déminéralisée

Le système REA doit isoler tout appoint en eau déminéralisée dans un délai inférieur à une valeur maximale afin de limiter les risques de retour en criticité en cas de transitoire de dilution homogène RRC-A avec défaillance du signal PS d'anti-dilution.

### 0.2.2. Évacuation de la puissance résiduelle

Sans objet.

### 0.2.3. Confinement des substances radioactives

Vis-à-vis de la protection de l'environnement, le système REA doit permettre de confiner les substances radioactives et prévenir le risque de fuite.

### 0.2.4. Contributions indirectes aux fonctions de sûreté

Sans objet.

### 0.2.5. Contributions spécifiques à la protection contre les agressions

Au titre de sa contribution spécifique à la protection contre les agressions, le système REA doit satisfaire les critères fonctionnels suivant :

- Isolement manuel d'une fuite ou rupture sur une tuyauterie REA afin de limiter les volumes d'eau relâchés dans le BK et dans le BAN,
- Isolement manuel d'une fuite ou rupture sur une tuyauterie RCV lors d'un appoint REA au ballon RCV afin de limiter les volumes d'eau relâchés dans le BK,
- Isolement manuel préventif des lignes d'échantillonnage du REA par le système d'échantillonnage de l'îlot nucléaire (REN) afin de limiter, en cas de séisme, les volumes d'eau relâchés dans le BAN.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.3  
SECTION : 9.3.4  
PAGE : 7/22  
STANDARD

### **0.3. EXIGENCES RELATIVES À LA CONCEPTION**

#### **0.3.1. Exigences issues du classement de sûreté**

##### **0.3.1.1. Classement de sûreté**

Les parties du système REA jouant un rôle vis-à-vis de la sûreté doivent faire l'objet d'un classement de sûreté conformément aux règles de classement indiquées à la section 3.2.1.

##### **0.3.1.2. Critère de Défaillance Unique (active et passive)**

Les fonctions du système REA classées F2 au titre de la protection de l'installation contre les agressions internes doivent être robustes à l'application de la défaillance aléatoire conformément aux règles du paragraphe 2.3 de la section 3.4.0.

##### **0.3.1.3. Alimentations électriques de secours**

Le système REA ne fait pas l'objet d'une exigence d'alimentation électrique secourue.

##### **0.3.1.4. Séparation physique / géographique**

Compte tenu de son classement F2, le système REA ne fait pas l'objet d'une exigence de séparation physique / géographique.

##### **0.3.1.5. Qualification aux conditions accidentelles**

Les équipements classés du système REA ne font pas l'objet d'une exigence de qualification aux conditions accidentelles car ils ne sont pas soumis à des conditions d'ambiance dégradée dans l'exercice de leurs missions de sûreté.

##### **0.3.1.6. Classement ESPN, mécanique, électrique, contrôle-commande et sismique**

Les équipements du système REA redevables d'un classement mécanique, électrique, contrôle-commande et sismique du système REA doivent être classés conformément aux règles de classement présentées dans la section 3.2.1.

Les équipements du système REA redevables d'un classement ESPN doivent être classés conformément à la réglementation applicable présentée dans la section 3.6.2.

#### **0.3.2. Exigences réglementaires**

##### **0.3.2.1. Textes réglementaires**

Les textes réglementaires de base applicables à une tranche EPR sont détaillés dans la section 1.7.0 du Rapport De Sûreté.

#### **0.3.2.1.1. Textes officiels**

Le système REA est concerné par les textes officiels suivants :

- le décret n° 99-1046 du 13/12/1999 relatif aux équipements sous pression,
- l'arrêté du 21/12/1999 relatif à la classification et l'évaluation de conformité des équipements sous pression,
- l'arrêté du 15/03/2000 relatif à l'exploitation des équipements sous pression,
- l'arrêté du 12/12/2005 relatif aux équipements sous pression nucléaires (ESPN),
- l'arrêté du 07/02/2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base (INB).

#### **0.3.2.1.2. Prescriptions techniques**

Le système REA n'est pas concerné par une prescription technique spécifique.

#### **0.3.2.1.3. Réglementations internationales**

Le système REA n'est pas concerné par une réglementation internationale spécifique.

### **0.3.2.2. Textes para-réglementaires**

Les textes para-réglementaires de base applicables à une tranche EPR sont détaillés dans la section 1.7.0 du Rapport De Sûreté.

#### **0.3.2.2.1. Règles fondamentales de sûreté**

Le système REA n'est pas concerné par une règle fondamentale de sûreté spécifique.

#### **0.3.2.2.2. Directives techniques**

Le système REA n'est pas concerné par une directive technique spécifique.

### **0.3.2.3. Textes EPR spécifiques**

Le système REA n'est pas concerné par un texte spécifique EPR.

## **0.3.3. Agressions**

### **0.3.3.1. Agressions internes**

Les fonctions du système REA doivent être protégées vis-à-vis des conséquences des agressions internes si leur perte remet en cause l'atteinte des objectifs de sûreté du sous-chapitre 3.4.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.3  
SECTION : 9.3.4  
PAGE : 9/22  
STANDARD

#### **0.3.3.2. Agressions externes**

Les fonctions du système REA doivent être protégées vis-à-vis des conséquences des agressions externes si leur perte remet en cause l'atteinte des objectifs de sûreté du sous-chapitre 3.3.

#### **0.3.4. Diversification**

Le système REA ne fait pas l'objet d'une exigence de diversification.

#### **0.3.5. Radioprotection**

Le système REA doit être conçu pour limiter l'exposition du personnel au rayonnement et à la contamination dus aux produits de fission et aux produits de corrosion activés contenus dans le fluide véhiculé, issu du système TEP.

#### **0.3.6. Exigences liées au fonctionnement, à la maintenance et à l'accessibilité long terme**

Le système REA n'est pas concerné par une exigence liée au fonctionnement, à la maintenance ou à l'accessibilité long terme dans la gestion long terme après accident.

### **0.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE**

#### **0.4.1. Essais de démarrage**

Le système REA doit être conçu pour permettre la réalisation d'essais de démarrage permettant de s'assurer de sa conception adéquate et de ses performances, et notamment du respect des critères fonctionnels qui lui sont assignés au paragraphe 0.2.

#### **0.4.2. Surveillance en exploitation**

Le système REA doit être conçu pour permettre une surveillance en exploitation normale des caractéristiques du système nécessaires à l'accomplissement de ses missions de sûreté afin d'assurer le bon comportement de ses composants et leur disponibilité en fonctionnement normal, incidentel et accidentel.

#### **0.4.3. Essais périodiques**

Les parties classées du système REA doivent être conçues pour permettre la réalisation d'essais périodiques conformément aux règles définies dans le chapitre IX des RGE.



#### **0.4.4. Maintenance**

Le système REA doit être conçu pour permettre la mise en oeuvre d'un programme de maintenance conformément au chapitre VIII des RGE.

### **1. RÔLE DU SYSTÈME**

Le système REA assure les fonctions opérationnelles suivantes dans les différentes conditions de fonctionnement de l'installation dans lesquelles il est sollicité :

#### **1.1. RÔLE DU SYSTÈME PENDANT L'EXPLOITATION NORMALE DE LA TRANCHE**

Le système REA permet de contrôler, sur demande des systèmes de Contrôle Volumétrique et chimique (RCV) ou de commande des Grappes de contrôle (RGL), le volume primaire et la concentration en bore du circuit primaire et donc de contrôler toute variation de réactivité prévue y compris l'effet Xénon.

Lorsque le réacteur est en puissance, le système RGL peut ordonner l'injection d'acide borique stocké par le système REA. L'injection est réalisée en modes manuel ou automatique, via le système RCV vers le système Circuit Primaire (RCP). Elle est suffisante pour amener le cœur à l'état sous-critique d'arrêt à froid, en tenant compte de la réactivité apportée par la décroissance du Xénon.

Sur ordre du système RGL, le système REA injecte automatiquement de l'acide borique soit à la concentration en bore des bâches REA soit à une concentration en bore identique à celle du circuit primaire. L'injection dans le circuit primaire se fait via le système RCV.

Le système REA est conçu pour protéger le circuit primaire contre les risques de dilution hétérogène à partir des actions de limitation issues du système RGL.

#### **1.2. RÔLE DU SYSTÈME DANS LES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT PCC-2 À PCC-4, RRC-A, EN ACCIDENT GRAVE ET SITUATIONS D'AGRESSIONS**

Dans les conditions de fonctionnement RRC-A, l'isolement de l'appoint en eau déminéralisée provenant du REA permet d'assurer la sous-criticité du cœur en cas de dilution homogène.

Le système REA permet également de limiter les effets d'une inondation interne dans le BAN suite à un séisme et d'une inondation interne dans le BK et dans le BAN.

### **2. BASES DE CONCEPTION**

#### **2.1. HYPOTHÈSES GÉNÉRALES DE FONCTIONNEMENT**

Pour les réacteurs à eau pressurisée, les variations lentes de réactivité sont maîtrisées par l'appoint ou la diminution d'acide borique ( $H_3BO_3$ ) dans l'eau primaire.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.3

SECTION : 9.3.4

PAGE : 11/22

STANDARD

Lorsqu'il est nécessaire d'augmenter (respectivement diminuer) la concentration en bore de l'eau primaire, le système RGL ordonne un appoint d'acide borique (respectivement d'eau déminéralisée) au système REA. L'appoint au RCP se fait via le système RCV.

En cas de bas niveau dans le ballon RCV, un appoint à la  $C_B$  primaire (ou à la  $C_B$  de surveillance en cas de signal « Prevent dilution ») est initié, la  $C_B$  primaire ne varie donc pas. Les borifications et dilutions ne peuvent être initiées que manuellement par le REA, ou automatiquement par le RGL.

Tous les autres circuits contenant de l'acide borique pour contrôler la réactivité sont également alimentés par le système REA.

Les exigences suivantes sont définies pour la conception du circuit :

- Mélange et stockage d'acide borique avec une concentration de [ ] en bore total enrichi [ ],
- Appoint en acide borique [ ] des réservoirs du système de borification de sécurité (RBS),
- Préparation d'acide borique pour le remplissage de la piscine du système de traitement et refroidissement de l'eau des piscines (PTR) et de l'IRWST (via le système PTR). La quantité nécessaire au remplissage des accumulateurs du système d'Injection de Sécurité (RIS) est injectée depuis l'IRWST (piscine du système RIS). La concentration en bore doit être choisie suivant les exigences relatives au rechargement,
- Diminution de la concentration en bore de l'eau primaire pour le démarrage de la tranche,
- Ajustement de la concentration en bore de l'eau primaire afin de compenser les variations de réactivité dues à l'empoisonnement Xénon, au suivi de charge ou à l'épuisement du combustible,
- Injection d'acide borique et d'eau déminéralisée, déterminée selon la concentration de bore dans le système RCP, pour compenser des fuites de ce dernier en fonctionnement normal,
- Augmentation de la concentration en bore de l'eau primaire pendant le refroidissement de la tranche,
- Borification de l'eau primaire, avant d'ouvrir la cuve pour rechargement, à un niveau de concentration en bore assurant un état sous-critique, même avec les grappes de contrôle extraites.

La capacité de stockage d'acide borique est déterminée par la masse maximale d'acide borique à stocker, générée par tous les circuits contenant de l'eau primaire et qui contribuent à sa déplétion du fait de l'épuisement du combustible au cours d'un cycle. Ces systèmes sont le circuit primaire (pressuriseur inclus), le système RCV, le système des Purges et Events (RPE) et le système de Traitement des Effluents Primaires (TEP).

Les paramètres listés ci-dessous ont une influence sur le dimensionnement des moyens d'injection et par conséquent sur les caractéristiques des pompes d'acide borique comme sur celles des pompes de recirculation et des vannes de régulation associées :

- Fonctions de régulation des grappes de contrôle,
- LCO (Limitations des Conditions Opérationnelles) de surveillance de la position des grappes de contrôle (voir section 7.4.3),
- Fonctions de protection des grappes de contrôle,
- Contrôle du niveau du ballon du système RCV (lié aux fuites du circuit primaire),
- Débit réel des circuits d'injection d'acide borique et/ou d'eau déminéralisée dégazée au système RCV.

## 2.2. HYPOTHÈSES DE DIMENSIONNEMENT

### 2.2.1. Contrôle de la réactivité

- Isolement de la source d'eau déminéralisée

Les temps de fermeture des vannes réglantes et d'arrêt des pompes du REA eau sont définis sur la base de la condition de fonctionnement de l'accident de dilution homogène RRC-A (cumulé à une perte du signal PS d'anti-dilution) et sont requis comme suit :

- un temps maximum de fermeture des vannes réglantes du REA eau [ ] [ ] ,
- un temps maximum de déclenchement des pompes du REA eau [ ] [ ] .

### 2.2.2. Évacuation de la puissance résiduelle

Sans objet.

### 2.2.3. Confinement des substances radioactives

Sans objet.

### 2.2.4. Contributions indirectes aux fonctions de sûreté

Sans objet.

### 2.2.5. Contributions spécifiques à la protection contre les agressions

Sans objet.

## 2.3. AUTRES HYPOTHÈSES

- Débit maximal du REA eau

La conception du système REA limite le débit maximal du REA à une valeur [ ] [ ] pour une contre-pression RCV de [ ] .

- Concentration maximale en bore

La concentration en bore dans le système REA est comprise entre [ ] en bore total enrichi [ ] . La concentration de saturation de l'acide borique dissout dans l'eau dépend de la température. [ ]

- Protection contre les surpressions

Les réservoirs d'acide borique, composants de grandes dimensions, sont conçus pour une pression inférieure au reste du circuit. [ ] de sûreté sont installées au-dessus du toit de chaque



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.3

SECTION : 9.3.4

PAGE : 13/22

STANDARD

réservoir de stockage : [ ]. Les soupapes permettent de protéger le réservoir contre les surpressions.

- Disponibilité

En cas de perte de l'alimentation électrique normale, notamment en conditions hivernales et en cas de grands froids, le système DWK n'assure plus la ventilation [ ]. La température peut descendre en dessous de [ ] laissant alors le bore se cristalliser à l'intérieur des composants et des tuyauteries. [ ].

- Choix des matériaux

Pour minimiser les fuites, en particulier pour ce qui concerne la contamination radioactive et en [ ], les dispositifs d'étanchéité suivants sont utilisés :

- robinets à membrane,
- robinets à soupape à soufflet métallique.

Pour éviter les phénomènes de corrosion, les parties métalliques (pompes, vannes, tuyauteries et réservoirs) du système REA en contact soit avec de l'acide borique soit avec du fluide de qualité primaire, en fonctionnement normal, sont en acier austénitique inoxydable.

En principe, les raccordements sont soudés. Des brides sont montées aux endroits où de la maintenance ou des inspections sont nécessaires.

De plus, étant donné que le système REA véhicule du fluide issu du circuit primaire, son matériau de fabrication est sélectionné de manière à limiter le relâchement de produits de corrosion qui pourraient ensuite être activés dans le cœur.

- Isolation thermique

Les lignes de remplissage des réservoirs de stockage et du réservoir de stockage tampon peuvent atteindre ponctuellement des températures supérieures à [ ] en cas de fonctionnement exceptionnel du système TEP. Elles sont donc calorifugées.

Le reste du système n'est pas isolé thermiquement.

- Automatismes

Les principales fonctions automatiques du système REA sont les suivantes :

- Appoint en eau et bore au ballon du système RCV,
- Appoint en eau et bore au circuit primaire à la demande du système RGL,
- Protection des réservoirs de stockage d'acide borique contre les surpressions (protection contre les sur-remplissages),
- Protection des pompes contre les sur-débits.

### 3. DESCRIPTION – FONCTIONNEMENT

#### 3.1. DESCRIPTION

##### 3.1.1. Description générale du système

Le système REA est structuré en quatre parties :

- Unité de préparation de bore frais à [ ] ,
- Stockage et appoint en bore au système RCV,
- Appoint en eau déminéralisée au système RCV,
- Stockage tampon des concentrats du système TEP.

##### - [ ]

La partie mélange et distribution d'acide borique du système REA est constituée principalement d'un réservoir de mélange d'acide borique muni d'un agitateur, d'une pompe d'alimentation en acide borique, d'un filtre en amont de la pompe et de la tuyauterie associée.

Le réservoir de mélange d'acide borique sert à produire de l'acide borique par dissolution d'acide borique en poudre de "qualité nucléaire" dans de l'eau déminéralisée de préférence chaude, afin d'établir une concentration de [ ] . L'agitateur permet de dissoudre la poudre dans cette eau préchauffée, permettant ainsi l'obtention d'une solution homogène. Cette valeur de concentration en bore total enrichi à [ ] est requise pour le remplissage des réservoirs de stockage d'acide borique du système REA et des réservoirs du système RBS. Le système RIS ainsi que ses accumulateurs, sa piscine (IRWST), le circuit primaire, la piscine combustible, la fosse de chargement et le compartiment de transfert sont initialement remplis d'acide borique dilué suivant la concentration nécessaire pour le rechargement.

La pompe d'alimentation peut également être utilisée pour le brassage du réservoir via la ligne de brassage pour éviter la formation de dépôts d'acide borique.

##### - Stockage et appoint en bore au système RCV

Les exigences liées à l'inspection des réservoirs et à l'installation du bâtiment combustible conduisent à répartir la capacité de stockage d'acide borique sur deux réservoirs. Une fois le remplissage initial effectué, l'acide borique à [ ] provient majoritairement de la colonne de l'évaporateur du système TEP.

Les réservoirs de stockage d'acide borique contiennent la totalité de l'acide borique nécessaire en tant qu'absorbeur liquide de neutrons pendant le fonctionnement normal de la tranche. Le niveau maximum de remplissage des réservoirs est atteint lorsque la concentration en bore du circuit primaire tend vers 0 ppm en fin de vie.

Le niveau le plus bas dans les réservoirs est atteint lorsque le circuit primaire présente la concentration requise pour le rechargement et que le pressuriseur est en phase liquide. Dans ce cas, la capacité de stockage est suffisante pour les phases de démarrage, de fonctionnement en suivi de charge, ou d'arrêt et rechargement, et tient compte de la gestion du combustible et de l'enrichissement en [ ] .

Les réservoirs de stockage d'acide borique sont initialement remplis d'acide borique à [ ] provenant de la partie mélange et distribution d'acide borique du circuit. Les [ ] réservoirs sont séparés par des vannes motorisées.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.3  
SECTION : 9.3.4  
PAGE : 15/22  
STANDARD

Une pompe d'acide borique est affectée à chacun des deux réservoirs de stockage d'acide borique. Si un réservoir est vide, le basculement [ ] est possible. Dans le cas où une pompe devient indisponible, [ ] peut être mise en service pour injecter de l'acide borique dans le circuit primaire via le système RCV. La ligne de brassage entre le refoulement de chaque pompe et le réservoir affecté permet la recirculation de l'acide borique afin d'éviter une cristallisation à l'intérieur du réservoir de stockage d'acide borique. Pendant cette opération, l'autre pompe peut être utilisée pour injecter de l'acide borique dans le circuit primaire.

Située en aval de chaque pompe, une vanne de régulation permet de réguler le débit d'acide borique injecté au système RCV.

- Appoint en eau déminéralisée au système RCV

Les effluents provenant du circuit primaire sont traités par le système TEP qui sépare l'acide borique de l'eau déminéralisée. L'eau déminéralisée obtenue est dégazée et stockée dans les réservoirs du système TEP dont l'un d'entre eux est toujours ligné à l'aspiration des pompes REA. Pour des raisons de redondance et compte tenu des faibles quantités d'eau débitées, [ ] d'une capacité de [ ] avec des vannes de régulation en aval sont installées pour injecter l'eau déminéralisée demandée vers le système RCV.

- Stockage tampon des concentrats du système TEP

En cas d'indisponibilité d'un des réservoirs de stockage d'acide borique, un réservoir de stockage tampon peut accueillir l'acide borique en provenance du système TEP. Dès qu'un des réservoirs de stockage d'acide borique devient de nouveau disponible pour son remplissage, le contenu du réservoir tampon peut être vidangé vers l'unité de stockage principale décrite au paragraphe 3.1.1. Ce transfert est une opération manuelle assurée par une pompe.

### 3.1.2. Description des matériels principaux

Le système REA est constitué des matériels principaux suivants :

- Réservoir de préparation d'acide borique

Ce réservoir en acier inoxydable est maintenu sous atmosphère ambiante au moyen d'un évent. Le volume utile de cette bache est de [ ]

Il sert à la préparation d'acide borique à [ ]. Sur la partie haute de la bache est fixé un agitateur permettant de mélanger le contenu du réservoir après versement du bore en poudre.

- Réservoirs de stockage d'acide borique

Ces [ ] réservoirs en acier inoxydable sont maintenus sous atmosphère d'azote au moyen d'une connexion au système de Traitement des Effluents Gazeux (TEG) dont la pression absolue est inférieure à la pression atmosphérique. Cette légère dépression permet d'empêcher la fuite de gaz radioactif hors du réservoir en cas de fuite dans la partie gazeuse.

Le volume utile de chaque réservoir est de [ ]

- Réservoir de stockage tampon

Ce réservoir en acier inoxydable est maintenu sous atmosphère d'azote au moyen d'une connexion au système TEG dont la pression absolue est inférieure à la pression atmosphérique. Cette légère dépression permet d'empêcher la fuite de gaz radioactif hors du réservoir en cas de fuite dans la partie gazeuse.

Le volume utile du réservoir est de [ ]

- Filtres



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.3  
SECTION : 9.3.4  
PAGE : 16/22  
STANDARD

Tous les filtres du système REA sont des filtres métalliques mono-cartouches en acier inoxydable.

Le filtre situé au niveau de la préparation d'acide borique est un filtre permanent, alors que les autres sont des filtres de démarrage.

- Pompes d'acide borique et d'eau déminéralisée

Toutes les pompes du système REA sont des pompes à rotor noyé. Cette technologie empêche les fuites hors du circuit de liquide boré et/ou faiblement radioactif. Cette technologie limite le débit minimal circulant à travers la pompe à [ ] du débit maximal car c'est le fluide qui circule au travers de la pompe qui assure le refroidissement du moteur.

Le dimensionnement des pompes d'appoint est le suivant :

[ ]

- Échangeurs de refroidissement des débits nuls des pompes d'acide borique et d'eau déminéralisée

Les lignes de débit nul sur lesquelles fonctionnent les pompes d'acide borique et d'eau déminéralisée sont refroidies par des échangeurs REA / RRI (système de Réfrigération Intermédiaire) afin d'éviter le réchauffement du fluide lors de sa circulation en boucle fermée.

### 3.1.3. Description des dispositions d'installation principales

L'unité de préparation est installée dans le BK.

Les réservoirs de stockage d'acide borique (ainsi que le réservoir de stockage tampon) et les pompes d'appoint d'acide borique sont installés dans le BK. Les réservoirs de stockage sont remplis par une ligne provenant de l'évaporateur du système TEP situé dans le BAN. La connexion au système RCV est située dans le BK, en amont du ballon du système RCV.

Les pompes d'appoint en eau déminéralisée sont installées dans le BAN. La ligne d'appoint en eau déminéralisée est connectée au système RCV dans le BK, en amont du ballon du système RCV.

Pour une meilleure efficacité des dilutions et des borications, les connexions entre les lignes des systèmes REA et RCV sont séparées.

## 3.2. FONCTIONNEMENT

### 3.2.1. Fonctionnement en régime normal de la tranche

En régime normal de tranche, le système REA est soit en fonctionnement soit à l'arrêt, selon les sollicitations de l'opérateur ou des systèmes RCV ou RGL.

### 3.2.2. Fonctionnement en régime permanent du système

En régime permanent, le système REA est en attente d'ordre manuel ou automatique d'injection à une  $C_B$  donnée.

### 3.2.3. Fonctionnement en régime transitoire

#### 3.2.3.1. Situations normales

- Appoint depuis la bêche de préparation

La bêche de préparation d'acide borique est utilisée pour réaliser des appoints manuels vers les systèmes PTR, RBS, RIS-RA et REA.

L'opérateur fixe en salle de commande une consigne de débit d'eau borée et de  $C_B$ . Après démarrage de la pompe REA, le débit d'eau borée est contrôlé au moyen d'une vanne réglante manuelle. La vanne réglante acheminant l'eau déminéralisée issue du système SED est asservie à la vanne réglante manuelle de manière à ce que le mélange eau déminéralisée/eau borée injecté vers le système PTR ou l'IRWST respecte la  $C_B$  requise. L'appoint s'arrête soit lorsque la bêche de préparation atteint un seuil minimum, soit lorsque la bêche de réception (bêche de stockage REA, piscine PTR, IRWST ou bêche RBS) est remplie.

- Appoint d'acide borique et d'eau déminéralisée au système RCV

Les appoints du système REA au système RCV peuvent être pilotés automatiquement par le système RGL ou le système RCV sur bas niveau du ballon RCV. De plus, les appoints REA au système RCV peuvent être gérés manuellement par l'opérateur, qui définit les volumes et débits de bore et d'eau pour réaliser l'appoint souhaité. Lorsque ces consignes sont atteintes, les connexions vers le système RCV sont fermées et les pompes REA sollicitées tournent sur leur boucle à débit nul pendant une certaine durée afin de limiter le nombre de sollicitations de ces matériels.

- Stockage tampon d'acide borique

Le réservoir tampon de stockage d'acide borique est ligné au système TEP afin de recevoir l'acide borique issu du retraitement dans le cas où l'une des bêches du système REA bore est en utilisation et l'autre en cours d'analyse, en maintenance ou en indisponibilité pour dysfonctionnement (les deux étant donc indisponibles pour recevoir les concentrats du système TEP).

- Borication maximale

En cas de borication maximale (demandée par l'opérateur ou par le système RGL), les deux pompes sont démarrées en même temps et les vannes de régulation sont ouvertes afin de fournir le débit maximal d'acide borique vers le système RCV.

- Fonctionnement des pompes sur leur débit nul

En cas d'arrêt de la sollicitation pour appoint ou brassage de la pompe d'acide borique, celles-ci continuent à fonctionner [ ] en l'absence de nouvelle sollicitation, avant de s'arrêter.

Elles fonctionnent alors en boucle fermée sur la ligne à débit nul. Le fluide débité par les pompes est injecté directement à son aspiration, après son refroidissement par un échangeur REA/RR1.

#### 3.2.3.2. Situations incidentelles / accidentelles

- Isolement du REA eau

L'isolement du REA eau est requis en cas de scénario de dilution homogène RRC-A avec cumul de la perte du signal PS d'anti-dilution. Cet isolement est automatique sur signal « Block dilution » en cas de dilution homogène isolable issue du REA eau. L'isolement consiste en l'arrêt automatique des [ ] pompes du REA eau et en la fermeture automatique des vannes associées.



## **4. ANALYSE DE SÛRETÉ**

### **4.1. CONFORMITÉ À LA RÉGLEMENTATION**

Le système REA est conforme à la réglementation générale en vigueur (voir le sous-chapitre 1.7) et ne fait pas l'objet de dérogation particulière.

### **4.2. RESPECT DES CRITÈRES FONCTIONNELS**

#### **4.2.1. Contrôle de la réactivité**

Les études de transitoires incidentels / accidentels du sous-chapitre 19.1 faisant intervenir la fonction d'isolement du REA eau correspondant aux critères fonctionnels énoncés au paragraphe 0.2.1 sont réalisées en considérant, pour les paramètres suivants, des valeurs cohérentes avec les hypothèses de dimensionnement énoncées au paragraphe 2.2 (cf. sections 19.1.3Fsm.1 et 19.1.3Fsm.2) :

- temps maximum de fermeture des vannes réglantes REA eau,
- temps maximum d'arrêt des pompes REA eau.

Pour chaque transitoire concerné, ces études :

- présentent les effets de ces fonctions sur le déroulement du transitoire,
- montrent que le dimensionnement de cette fonction est tel qu'il permet d'isoler une dilution homogène et donc d'assurer le contrôle de la réactivité.

#### **4.2.2. Évacuation de la puissance résiduelle**

Sans objet.

#### **4.2.3. Confinement des substances radioactives**

Concernant la protection de l'environnement, les bâtiments d'accueil du système REA (BAN et BK) font office de barrière vis-à-vis de l'environnement.

#### **4.2.4. Contributions indirectes à l'accomplissement des fonctions de sûreté**

Sans objet.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.3  
SECTION : 9.3.4  
PAGE : 19/22  
STANDARD

#### **4.2.5. Contributions spécifiques à la protection contre les agressions**

Les études d'agressions du sous-chapitre 3.3, qui concernent l'inondation dans le BAN suite à un séisme, et celles du sous-chapitre 3.4, qui concernent l'inondation interne dans le BAN et le BK, et faisant intervenir le système REA sont réalisées en considérant les fonctions d'isolement décrites au paragraphe 0.2.5.

### **4.3. CONFORMITÉ AUX EXIGENCES DE CONCEPTION**

Le système REA est conforme aux exigences de conception évoquées au paragraphe 0.3.

#### **4.3.1. Exigences issues du classement de sûreté**

##### **4.3.1.1. Classement de sûreté**

Les classements des équipements du système REA jouant un rôle vis-à-vis de la sûreté sont présentés dans la section 3.2.2.

##### **4.3.1.2. Critère de Défaillance Unique (active et passive)**

La conception du système REA est également conforme à l'exigence de robustesse à la défaillance aléatoire énoncée au paragraphe 0.3 notamment au niveau des organes d'isolement mis en place sur le système REA à des fins de mitigation d'une agression interne (cf. sous-chapitre 3.4).

Par ailleurs, bien que non redevables de l'application du Critère de Défaillance Unique, les fonctions de stockage et d'injection d'acide borique et d'injection d'eau déminéralisée du système REA bénéficient d'une redondance au titre de la disponibilité, qui se traduit par un doublement des bâches, pompes et vannes réglantes.

##### **4.3.1.3. Alimentation électrique de secours**

Bien que non redevables d'une exigence de secours électrique, les fonctions de stockage et d'injection d'acide borique et d'injection d'eau déminéralisée du système REA bénéficient d'une alimentation électrique secourue au titre de la disponibilité, qui se traduit par le secours électrique des pompes et vannes réglantes par les groupes diesels principaux.

##### **4.3.1.4. Séparation physique / géographique**

Sans objet.

##### **4.3.1.5. Qualification aux conditions accidentelles**

Les équipements du système REA relevant d'une qualification aux conditions accidentelles sont présentés dans la section 3.7.1.1.2.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.3

SECTION : 9.3.4

PAGE : 20/22

STANDARD

#### **4.3.1.6. Classement ESPN, mécanique, électrique, contrôle-commande et sismique**

La conformité aux exigences énoncées au paragraphe 0.3 des classements mécanique, électrique, contrôle-commande et sismique des équipements du système REA jouant un rôle vis-à-vis de la sûreté est détaillée dans la section 3.2.2.

La conformité aux exigences énoncées au paragraphe 0.3 du classement ESPN des équipements du système REA est détaillée dans la section 3.2.2.

#### **4.3.2. Exigences réglementaires**

##### **4.3.2.1. Textes réglementaires**

La conformité aux textes réglementaires est portée de manière générale par la section 1.7.1 du Rapport de Sûreté.

##### **4.3.2.1.1. Textes officiels**

La conformité aux textes officiels applicables au système REA, listés dans le paragraphe 0.3.2, est assurée par un classement ESPN suffisant lorsque nécessaire.

##### **4.3.2.1.2. Prescriptions techniques**

Sans objet.

##### **4.3.2.1.3. Réglementations internationales**

Sans objet.

##### **4.3.2.2. Textes para-réglementaires**

La conformité aux textes para-réglementaires est portée de manière générale par la section 1.7.1 du Rapport de Sûreté.

##### **4.3.2.2.1. Règles fondamentales de sûreté**

Sans objet.

##### **4.3.2.2.2. Directives techniques**

Sans objet.

##### **4.3.2.3. Textes EPR spécifiques**

Sans objet.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.3  
SECTION : 9.3.4  
PAGE : 21/22  
STANDARD

### **4.3.3. Agressions**

#### **4.3.3.1. Agressions internes**

La démonstration de la robustesse de l'installation aux agressions internes relève du sous-chapitre 3.4.

#### **4.3.3.2. Agressions Externes**

La démonstration de la robustesse de l'installation aux agressions externes relève du sous-chapitre 3.3.

### **4.3.4. Diversification**

Sans objet.

### **4.3.5. Radioprotection**

De façon générale, les dispositions de conception de l'installation prises pour limiter l'exposition du personnel au rayonnement et à la contamination dus aux produits de fission et de corrosion activés relèvent du chapitre 12.

### **4.3.6. Fonctionnement, maintenance et accessibilité long terme**

Sans objet.

### **4.3.7. Système tel que réalisé**

A ce stade de la fabrication, de l'installation et du déroulement des essais, aucun écart n'impacte les requis de sûreté spécifiés dans le Rapport de Sûreté.

## **4.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE**

### **4.4.1. Essais de démarrage**

Le système REA fait l'objet d'un programme d'essais de démarrage conformément aux modalités présentées au chapitre 14, permettant notamment de vérifier le respect des critères suivants :

- temps maximum de fermeture des vannes réglantes du REA eau,
- temps maximum de déclenchement des pompes du REA eau,
- disponibilité à la fermeture de vannes d'isolement.

#### 4.4.2. Surveillance en exploitation

Surveillance fonctionnelle en exploitation normale de l'aptitude du système à accomplir ses missions de sûreté

Les critères de sûreté suivants font l'objet d'une surveillance en exploitation :

- [],
- [].

#### 4.4.3. Essais périodiques

Le système REA fait l'objet d'un programme d'essais périodiques conformément aux exigences de la section "généralités" du chapitre IX des RGE permettant notamment de vérifier le respect de l'ensemble des critères suivants :

- temps maximum de fermeture des vannes réglantes du REA eau,
- temps maximum de déclenchement des pompes du REA eau,
- disponibilité à la fermeture de vannes d'isolement.

#### 4.4.4. Maintenance

Sans objet.

## 5. SCHÉMAS DE PRINCIPE

Les schémas de principe du système REA, présentés dans les 9.3.4 FIG 1 à 9.3.4 FIG 4, sont divisés comme suit :

- 9.3.4 FIG 1 : Préparation d'acide borique,
- 9.3.4 FIG 2 : Stockage et appoint d'acide borique (REA-bore),
- 9.3.4 FIG 3 : Appoint en eau déminéralisée (REA-eau),
- 9.3.4 FIG 4 : Stockage tampon d'acide borique.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.3

SECTION : 9.3.4

FIGURE : 1

PAGE : 1/1

STANDARD

9.3.4 FIG 1 : [ ]

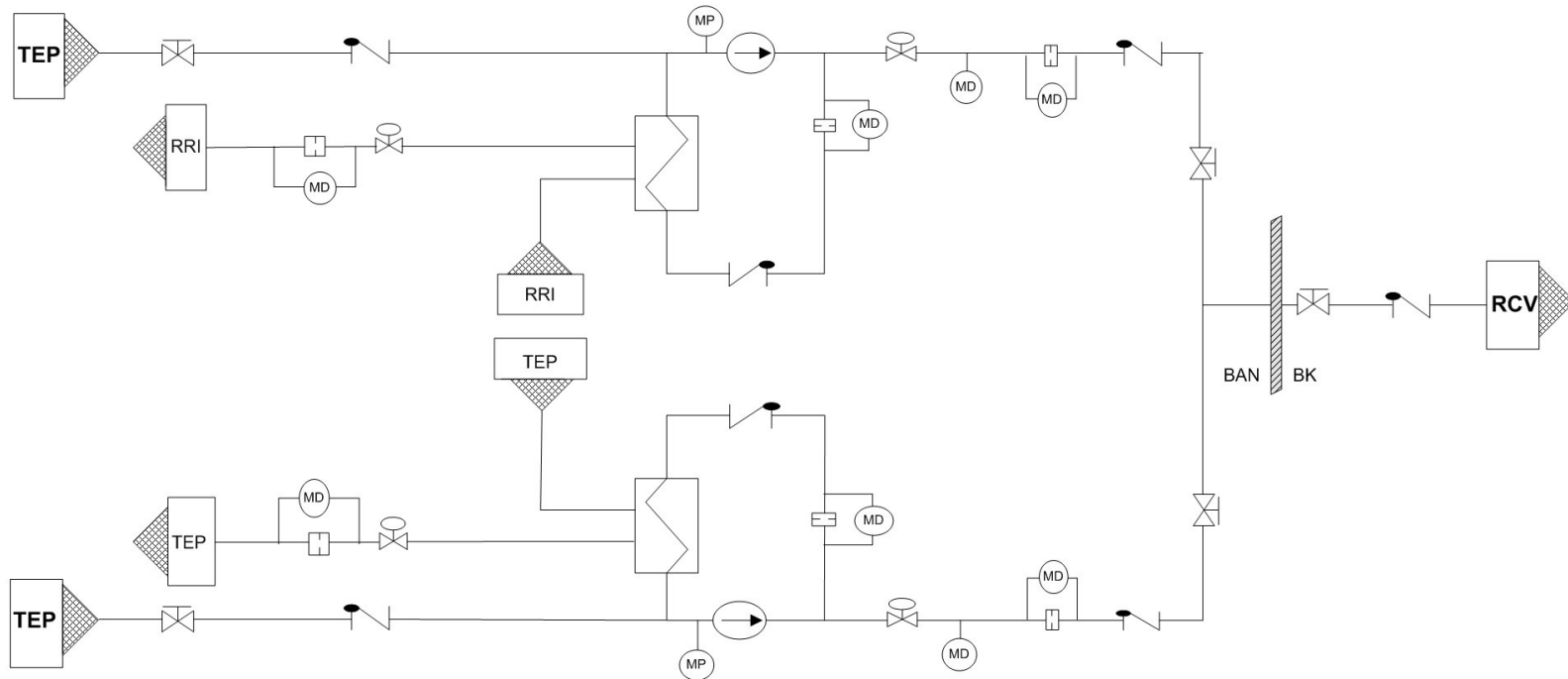


**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.3  
SECTION : 9.3.4  
FIGURE : 2  
PAGE : 1/1  
STANDARD

9.3.4 FIG 2 : [ ]

9.3.4 FIG 3 : APPOINT EN EAU DÉMINÉRALISÉE (REA-EAU)





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.3

SECTION : 9.3.4

FIGURE : 4  
PAGE : 1/1

STANDARD

9.3.4 FIG 4 : [ ]





## **SOMMAIRE CHAPITRE 9.4**

### **9.4 - SYSTEMES DE CLIMATISATION, DE CHAUFFAGE ET DE VENTILATION**

**9.4.1 - SYSTÈME DE VENTILATION DU BÂTIMENT DES AUXILIAIRES NUCLÉAIRES**

**9.4.2 - SYSTÈME DE VENTILATION DU BÂTIMENT COMBUSTIBLE**

**9.4.3 - VENTILATION CONTINUE DE L'ENCEINTE (EVR)**

**9.4.4 - FILTRATION INTERNE (EVF)**

**9.4.5 - VENTILATION DE BALAYAGE DE L'ENCEINTE (EBA)**

**9.4.6 - VENTILATION DE LA ZONE CONTRÔLÉE DES BÂTIMENTS DES AUXILIAIRES DE SAUVEGARDE (DWL)**

**9.4.7 - SYSTÈME DE VENTILATION DE LA ZONE NON CONTRÔLÉE DES BÂTIMENTS DES AUXILIAIRES DE SAUVEGARDE (DVL)**

**9.4.8 - CLIMATISATION DE LA SALLE DE COMMANDE PRINCIPALE (DCL)**

**9.4.9 - SYSTÈME DE VENTILATION DES LOCAUX DIESELS (DVD)**

**9.4.10 - SYSTÈME DE PRODUCTION ET DISTRIBUTION D'EAU GLACÉE DE SÛRETÉ (DEL)**

**9.4.11 - SYSTÈME D'EAU RÉFRIGÉRÉE OPÉRATIONNELLE (DER)**

**9.4.12 - VENTILATION DE LA STATION DE POMPAGE (DVP)**

**9.4.13 - VENTILATION DE LA ZONE CONTRÔLÉE DU BÂTIMENT DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS (8DWQ)**

**9.4.14 - VENTILATION ET CHAUFFAGE DES LOCAUX ARE ET VVP**



## SOMMAIRE

<b>9.4.2.SYSTÈME DE VENTILATION DU BÂTIMENT COMBUSTIBLE .....</b>	<b>5</b>
<b>0. EXIGENCE DE SÛRETÉ .....</b>	<b>5</b>
<b>0.1. FONCTIONS DE SÛRETÉ .....</b>	<b>5</b>
0.1.1. CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....	5
0.1.2. EVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	5
0.1.3. CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES .....	5
0.1.4. CONTRIBUTIONS INDIRECTES AUX FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	6
0.1.5. CONTRIBUTIONS SPÉCIFIQUES À LA PROTECTION CONTRE LES	
<b>AGRESSIONS .....</b>	<b>6</b>
0.1.6. CONTRIBUTIONS À L'ÉLIMINATION PRATIQUE .....	6
<b>0.2. CRITÈRES FONCTIONNELS .....</b>	<b>6</b>
0.2.1. CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....	6
0.2.2. EVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	6
0.2.3. CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES .....	6
0.2.4. CONTRIBUTIONS INDIRECTES AUX FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	7
0.2.5. CONTRIBUTIONS SPÉCIFIQUES À LA PROTECTION CONTRE LES	
<b>AGRESSIONS .....</b>	<b>7</b>
<b>0.3. EXIGENCES RELATIVES À LA CONCEPTION .....</b>	<b>8</b>
0.3.1. EXIGENCES ISSUES DU CLASSEMENT DE SÛRETÉ .....	8
0.3.2. EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES .....	9
0.3.3. AGRESSIONS .....	10
0.3.4. DIVERSIFICATION .....	11
0.3.5. RADIOPROTECTION .....	11
0.3.6. EXIGENCES LIÉES AU FONCTIONNEMENT, À LA MAINTENANCE ET	
<b>À L'ACCESSIBILITÉ LONG TERME .....</b>	<b>11</b>
<b>0.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE .....</b>	<b>11</b>
0.4.1. ESSAIS DE DÉMARRAGE .....	11
0.4.2. SURVEILLANCE EN EXPLOITATION .....	11
0.4.3. ESSAIS PÉRIODIQUES .....	11
0.4.4. MAINTENANCE .....	12
<b>1. RÔLE DU SYSTÈME .....</b>	<b>12</b>
1.1. RÔLE DU SYSTÈME PENDANT L'EXPLOITATION NORMALE DE LA	
<b>TRANCHE .....</b>	<b>12</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.2  
PAGE : 2/29  
STANDARD

1.2.	RÔLE DU SYSTÈME DANS DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT PCC-2 À PCC-4, RRC-A, EN ACCIDENT GRAVE ET SITUATIONS AGRESSIONS .....	12
2.	BASES DE CONCEPTION .....	13
2.1.	HYPOTHÈSES GÉNÉRALES DE FONCTIONNEMENT .....	13
2.2.	HYPOTHÈSES DE DIMENSIONNEMENT .....	13
2.2.1.	CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....	13
2.2.2.	EVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	13
2.2.3.	CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES .....	13
2.2.4.	CONTRIBUTIONS INDIRECTES AUX FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	14
2.2.5.	CONTRIBUTIONS À LA PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS ....	14
2.3.	AUTRES HYPOTHÈSES .....	15
3.	DESCRIPTION - FONCTIONNEMENT .....	16
3.1.	DESCRIPTION .....	16
3.1.1.	DESCRIPTION GÉNÉRALE DU SYSTÈME .....	16
3.1.2.	DESCRIPTION DES MATÉRIELS PRINCIPAUX .....	17
3.1.3.	DESCRIPTION DES DISPOSITIONS D'INSTALLATIONS PRINCIPALES	18
3.2.	FONCTIONNEMENT .....	18
3.2.1.	FONCTIONNEMENT EN RÉGIME NORMAL .....	18
3.2.2.	FONCTIONNEMENT EN RÉGIME PERMANENT DU SYSTÈME .....	18
3.2.3.	FONCTIONNEMENT EN RÉGIME TRANSITOIRE .....	18
4.	ANALYSE DE SÛRETÉ .....	20
4.1.	CONFORMITÉ À LA RÉGLEMENTATION .....	20
4.2.	RESPECT DES CRITÈRES FONCTIONNELS .....	20
4.2.1.	CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....	20
4.2.2.	EVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	20
4.2.3.	CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES .....	20
4.2.4.	CONTRIBUTIONS INDIRECTES À L'ACCOMPLISSEMENT DES FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	21
4.2.5.	CONTRIBUTIONS SPÉCIFIQUES À LA PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS .....	21
4.3.	CONFORMITÉ AUX EXIGENCES DE CONCEPTION .....	22
4.3.1.	EXIGENCES ISSUES DU CLASSEMENT DE SÛRETÉ .....	22
4.3.2.	EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES .....	23
4.3.3.	AGRESSIONS .....	24
4.3.4.	DIVERSIFICATION .....	25
4.3.5.	RADIOPROTECTION .....	25



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.2  
PAGE : 3/29  
STANDARD

4.3.6. FONCTIONNEMENT, MAINTENANCE ET ACCESSIBILITÉ LONG	
TERME .....	25
4.3.7. SYSTÈME TEL QUE RÉALISÉ .....	25
4.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE .....	25
4.4.1. ESSAIS DE DÉMARRAGE .....	25
4.4.2. SURVEILLANCE EN EXPLOITATION .....	26
4.4.3. ESSAIS PÉRIODIQUES .....	26
4.4.4. MAINTENANCE .....	27
5. SCHÉMA DE PRINCIPE .....	27
LISTE DE REFERENCES .....	28



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4

SECTION : 9.4.2

PAGE : 4/29

STANDARD

**TABLEAUX :**

9.4.2 TAB 1 [ ]

9.4.2 TAB 2 [ ]

**FIGURES :**

9.4.2 FIG 1 SCHEMA DE PRINCIPE DU SYSTEME DWK



## 9.4.2.SYSTÈME DE VENTILATION DU BÂTIMENT COMBUSTIBLE

### 0. EXIGENCE DE SÛRETÉ

#### 0.1. FONCTIONS DE SÛRETÉ

##### 0.1.1. Contrôle de la réactivité

Le système DWK ne contribue pas directement au contrôle de la réactivité.

##### 0.1.2. Evacuation de la puissance résiduelle

Le système DWK ne contribue pas directement à l'évacuation de la puissance résiduelle.

##### 0.1.3. Confinement des substances radioactives

Les contributions du système DWK au confinement des substances radioactives doivent être les suivantes :

- Protection de l'environnement

Le système DWK véhicule de l'air contenant des substances radioactives. A ce titre, il doit contribuer :

- Au confinement de ces substances vis-à-vis de l'environnement dans sa globalité et du public ;
- Au contrôle et à la réduction des rejets en fonctionnement normal.

- Limitation des conséquences radiologiques

Le système DWK doit assurer :

- Le confinement [ ] en cas d'accident de manutention combustible dans le BK (PCC-4) et en cas de perte des deux trains principaux PTR (RRC-A et Accident Grave) ;
- L'isolement du soufflage [ ] en cas d'accident de manutention combustible ou d'APRP dans le BR SAS ouverts (PCC-4) ;
- Le confinement du Bâtiment Combustible (BK) en cas d'accident dans le BR entraînant un dégagement radioactif (PCC-3, PCC-4, RRC-A et Accident Grave).

- Maintien du confinement à long terme du Bâtiment Combustible

Le système DWK doit assurer l'ouverture de l'exutoire du hall piscine BK en cas d'ébullition de la piscine afin de contribuer au maintien du confinement à long terme du Bâtiment Combustible en situations RRC-A ou Accident Grave.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.2  
PAGE : 6/29  
STANDARD

#### **0.1.4. Contributions indirectes aux fonctions de sûreté**

Le système DWK doit contribuer indirectement à l'accomplissement des trois fonctions de sûreté en maintenant des conditions ambiantes compatibles avec le bon fonctionnement :

- Des pompes RBS en cas de PCC-2 à PCC-4 et RCC-A,
- Des équipements contenant ou véhiculant du bore classé au titre de la sûreté en situations PCC, RRC-A et Accident Grave.

#### **0.1.5. Contributions spécifiques à la protection contre les agressions**

Les contributions du système DWK à la protection contre les agressions doivent être les suivantes :

- Le système DWK doit contribuer au maintien des conditions d'ambiance compatibles avec le bon fonctionnement des équipements requis dans le Bâtiment Combustible (BK) lors de l'agression Grand Froid ;
- Le système DWK doit contribuer au confinement et à la limitation d'un incendie dans le BK (exigences définies à la section 9.5.1.4) ;
- Le système DWK doit contribuer à la lutte contre l'explosion externe.

#### **0.1.6. Contributions à l'élimination pratique**

Le système ne contribue pas directement à l'élimination pratique.

### **0.2. CRITÈRES FONCTIONNELS**

Au titre de ses contributions à l'accomplissement des fonctions de sûreté, le système DWK doit satisfaire les critères fonctionnels suivants :

#### **0.2.1. Contrôle de la réactivité**

Sans objet.

#### **0.2.2. Evacuation de la puissance résiduelle**

Sans objet.

#### **0.2.3. Confinement des substances radioactives**

- Protection de l'environnement



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.2  
PAGE : 7/29  
STANDARD

Le système DWK doit permettre :

- De confiner les substances radioactives ;
- De limiter les rejets radioactifs dans l'environnement par le contrôle de l'air véhiculé.

- Limitation des conséquences radiologiques

Afin de limiter les conséquences radiologiques, le système DWK doit assurer :

- Le confinement statique [ ] en cas d'accident de manutention dans le BK par isolement du soufflage et de l'extraction (PCC-4) ;
- Le confinement statique [ ] en cas de défaillance des deux files principales de refroidissement PTR (RRC-A et Accident Grave) ;
- L'isolement des registres de soufflage [ ] en cas d'accident de manutention combustible dans le BR ou d'APRP SAS ouverts (PCC-4) ;
- L'isolement du soufflage et de l'extraction de la ventilation normale du Bâtiment Combustible en cas d'accident dans le BR entraînant un dégagement radioactif (PCC-3, PCC-4, RRC-A et Accident Grave).

- Maintien du confinement à long terme du Bâtiment Combustible

Le système DWK doit assurer l'ouverture de l'exutoire du hall piscine BK de façon à limiter la surpression dans le hall piscine en cas d'ébullition de la piscine afin de contribuer au confinement à long terme du Bâtiment Combustible en situations RRC-A et Accident Grave.

#### **0.2.4. Contributions indirectes aux fonctions de sûreté**

Au titre de ses contributions indirectes à l'accomplissement des trois fonctions de sûreté, le système DWK doit satisfaire les critères fonctionnels suivants :

##### **Refroidissement des locaux des pompes RBS**

Le système DWK doit assurer une température inférieure à la température maximale associée au bon fonctionnement des pompes RBS dans les situations PCC-2 à PCC-4 et RRC-A.

##### **Chauffage des locaux bore**

Le système DWK doit assurer une température supérieure à une température minimale dans les locaux contenant des équipements avec du fluide boré afin d'assurer la non-cristallisation du bore dans les situations PCC, RRC-A et Accident Grave.

#### **0.2.5. Contributions spécifiques à la protection contre les agressions**

Au titre de sa contribution spécifique à la protection contre les agressions, le système DWK doit satisfaire les critères fonctionnels suivants :

##### **Grands Froids**

Le système DWK doit participer au maintien d'une température minimale dans les locaux du Bâtiment Combustible (BK) afin d'assurer la disponibilité et/ou la non-détérioration des matériels selon les scénarios, en situation de Grands Froids.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.2  
PAGE : 8/29  
STANDARD

### Incendie

Le système DWK doit participer à la lutte contre l'incendie dans le Bâtiment Combustible (BK) par la fermeture de ses clapets coupe-feu afin d'assurer les objectifs de confinement et de limitation de l'incendie définis à la section 9.5.1.4.

### Explosion externe

Le système DWK doit contribuer à la limitation des effets de l'onde de pression à l'intérieur du bâtiment combustible afin de participer à la protection des équipements classés de sûreté présents dans le bâtiment.

## **0.3. EXIGENCES RELATIVES À LA CONCEPTION**

### **0.3.1. Exigences issues du classement de sûreté**

#### **0.3.1.1. Classement de sûreté**

Les parties du système DWK jouant un rôle vis-à-vis de la sûreté doivent faire l'objet d'un classement de sûreté conformément aux règles de classement indiquées à la section 3.2.1.

#### **0.3.1.2. Critère de Défaillance Unique (active et passive)**

Les fonctions du système DWK classées F1 doivent être robustes à l'application du critère de défaillance unique.

Les fonctions du système DWK classées F2 au titre de la protection de l'installation contre les agressions internes doivent être robustes à l'application de la défaillance aléatoire conformément aux règles du paragraphe 3.3 de la section 3.4.0.

#### **0.3.1.3. Alimentation électrique de secours**

L'alimentation électrique des composants du système DWK nécessaires à l'accomplissement des fonctions classées F1 doit être secourue par les groupes diesels principaux.

L'alimentation des composants du système DWK nécessaires à l'accomplissement des fonctions classées F2 doit être secourue au cas par cas afin que cette dernière soit assurée si nécessaire en cas de perte des alimentations électriques extérieures.

#### **0.3.1.4. Séparation physique / géographique**

Les fonctions classées F1 du système DWK doivent être conçues conformément à l'exigence de séparation physique / géographique de leurs équipements redondants constitutifs.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.2  
PAGE : 9/29  
STANDARD

### **0.3.1.5. Qualification aux conditions accidentelles**

Les équipements classés du système DWK doivent être qualifiés en fonction des conditions de fonctionnement dans lesquelles ils sont sollicités au titre de leur contribution à l'accomplissement des fonctions de sûreté, conformément aux règles du sous-chapitre 3.7.

### **0.3.1.6. Classement ESPN, mécanique, électrique, contrôle-commande et sismique**

Les équipements du système DWK redevables d'un classement mécanique, électrique, contrôle-commande et sismique doivent être classés conformément aux règles de classement présentées dans la section 3.2.1.

Le système DWK n'est pas concerné par le classement ESPN en tant que système de ventilation.

## **0.3.2. Exigences réglementaires**

### **0.3.2.1. Textes réglementaires**

#### ***0.3.2.1.1. Textes officiels***

Le système DWK est concerné spécifiquement par l'article III.3.3 du Décret autorisant la création de l'installation nucléaire de base FA3 : "Le bâtiment qui abrite le râtelier d'entreposage sous eau du combustible dispose de systèmes de ventilation assurant son confinement dynamique en condition d'exploitation normale et en cas d'accident de manutention d'un assemblage de combustible".

#### ***0.3.2.1.2. Prescriptions techniques***

Le système DWK est concerné spécifiquement par la prescription technique [INB 167-40] relative aux cas de charge de températures hautes à retenir à la conception vis-à-vis des situations de canicule, et la prescription [INB 167-41] relative aux cas de charge de températures basses de l'air à retenir à la conception vis-à-vis des situations de Grand Froid.

Le système DWK appartient au noyau dur Fukushima (cf. chapitre 21). A ce titre il doit respecter la décision n°2012-DC-0283 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012 et décision n°2014-DC-0403 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 21 janvier 2014 (voir sous-chapitre 1.7.0).

#### ***0.3.2.1.3. Réglementations internationales***

Le système DWK n'est pas concerné par une réglementation internationale spécifique.

### **0.3.2.2. Textes para-réglementaires**

#### ***0.3.2.2.1. Règles fondamentales de sûreté***

Le système DWK n'est pas concerné par une règle fondamentale de sûreté spécifique.

#### **0.3.2.2. Directives techniques**

Le système DWK est concerné par les sections suivantes des Directives Techniques (voir paragraphe 3.1 de la section 1.7.0) :

- A.1.3 — Stratégie générale relative aux accidents graves : “Pour ce qui concerne les fuites de l’enceinte de confinement, il ne doit pas y avoir de chemin de fuite directe de l’enceinte de confinement à l’extérieur. Les tuyauteries susceptibles de transporter des substances radioactives à l’extérieur de l’enceinte de confinement doivent conduire à des bâtiments périphériques présentant des capacités de confinement adéquates.”
- B.1.4.1 — Fonction de confinement : “Des dispositions doivent également être mises en place pour maintenir autant que nécessaire une pression négative dans l’enceinte de confinement et dans les bâtiments périphériques durant les états d’arrêt, en tenant compte de l’emplacement du combustible durant ces états.”
- G1 — Conception du système de refroidissement de la piscine de combustible usé  
“Il est souligné que le concepteur doit prévoir des dispositions permettant la maîtrise de la perte totale du système de refroidissement de la piscine de combustible usé tout en maintenant la fonction de confinement ; dans le cas contraire, la vraisemblance d’une ébullition de l’eau dans la piscine de combustible usé devra être réduite par des améliorations adéquates, notamment des systèmes supports du système de refroidissement de la piscine”.
- G2 — Efficacité de l’étanchéité de l’enceinte de confinement  
“Une information détaillée doit aussi être fournie sur les moyens de confinement associés aux locaux du système de ventilation de l’espace entre enceintes, avec le classement des équipements correspondants.”
- G4 — Utilisation de codes techniques
  - “La conception des dispositifs de confinement statique et dynamique des bâtiments périphériques, y compris le bâtiment des auxiliaires nucléaires, doit être cohérente avec l’accomplissement des objectifs de sûreté indiqués dans la section A.1.1” ;
  - “Une méthode doit être présentée concernant la définition des conditions atmosphériques de base et extrêmes (température, humidité, durée, ...) de même que les exigences à appliquer, notamment aux systèmes de ventilation pour faire face à ces conditions”.

#### **0.3.2.3. Textes EPR spécifiques**

Le système DWK n’est pas concerné par un texte spécifique EPR.

### **0.3.3. Agressions**

#### **0.3.3.1. Agressions internes**

Les fonctions du système DWK doivent être protégées vis-à-vis des conséquences des agressions internes si leur perte remet en cause l’atteinte des objectifs de sûreté du sous-chapitre 3.4.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.2  
PAGE : 11/29  
STANDARD

#### **0.3.3.2. Agressions externes**

Les fonctions du système DWK doivent être protégées vis-à-vis des conséquences des agressions externes si leur perte remet en cause l'atteinte des objectifs de sûreté du sous-chapitre 3.3.

#### **0.3.4. Diversification**

Le système ne fait pas l'objet d'une exigence de diversification.

#### **0.3.5. Radioprotection**

Le système DWK doit être conçu pour limiter l'exposition du personnel au rayonnement et à la contamination atmosphérique.

#### **0.3.6. Exigences liées au fonctionnement, à la maintenance et à l'accessibilité long terme**

Le système DWK n'est pas concerné par une exigence liée au fonctionnement, à la maintenance et à l'accessibilité long terme dans la gestion long terme après accident.

### **0.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE**

#### **0.4.1. Essais de démarrage**

Le système DWK doit être conçu pour permettre la réalisation d'essais de démarrage permettant de s'assurer de sa conception adéquate et de ses performances, et notamment du respect des critères fonctionnels qui lui sont assignés au paragraphe 0.2.

#### **0.4.2. Surveillance en Exploitation**

Le système DWK doit être conçu pour permettre une surveillance en exploitation normale des caractéristiques du système nécessaires à l'accomplissement de ses missions de sûreté afin d'assurer le bon comportement de ses composants et leur disponibilité.

#### **0.4.3. Essais Périodiques**

Les parties classées du système DWK doivent être conçues pour permettre la réalisation d'essais périodiques conformément aux règles définies dans le chapitre IX des Règles Générales d'Exploitation.



#### **0.4.4. Maintenance**

Le système DWK doit être conçu pour permettre la mise en oeuvre d'un programme de maintenance conformément au chapitre VIII des RGE.

### **1. RÔLE DU SYSTÈME**

Le système DWK assure les fonctions opérationnelles suivantes dans les différentes conditions de fonctionnement de l'installation dans lesquelles il est sollicité :

#### **1.1. RÔLE DU SYSTÈME PENDANT L'EXPLOITATION NORMALE DE LA TRANCHE**

Pendant l'exploitation normale de la tranche, le système de ventilation du Bâtiment Combustible (DWK) a pour rôle de :

- Assurer pendant le fonctionnement normal que la contamination est reprise à la source afin d'éviter toute propagation depuis des locaux potentiellement contaminés vers des locaux potentiellement moins contaminés ;
- Limiter les concentrations d'aérosols et gaz radioactifs dans l'atmosphère des locaux ;
- Assurer une dépression dans le BK par rapport à l'extérieur ;
- Maintenir les conditions ambiantes dans les limites prescrites pour le bon fonctionnement des équipements et/ou pour le personnel en fonctionnement normal (soufflage, extraction, chauffage/réfrigération des locaux) ;
- Assurer des conditions ambiantes compatibles avec le bon fonctionnement des pompes RCV au titre de la défense en profondeur en cas d'utilisation de l'aspersion auxiliaire ;
- Eviter la condensation sur les [ ] et plus particulièrement sur les parois [ ] .

#### **1.2. RÔLE DU SYSTÈME DANS DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT PCC-2 À PCC-4, RRC-A, EN ACCIDENT GRAVE ET SITUATIONS AGRSSIONS**

Les rôles du système DWK dans les conditions de fonctionnement dégradé de la tranche sont :

- Assurer le confinement statique [ ] en cas d'accident de manutention du combustible dans [ ] (PCC-4). Le confinement dynamique du hall piscine est alors assuré par la file d'extraction iode du système DWL ;
- Isoler automatiquement le soufflage de la zone [ ] , en cas d'accident de manutention du combustible dans le BR ou d'APRP SAS ouverts (PCC-4) ;
- Assurer le confinement statique manuel [ ] en cas de défaillance des deux files principales de refroidissement de la piscine (RRC-A et Accident Grave) ;
- Assurer le confinement statique du BK en cas d'APRP (PCC-3, PCC-4, RRC-A et Accident Grave) ou de perte totale des alimentations électriques (PTAE). Le confinement dynamique des fuites de l'enceinte vers le BK est alors assuré par le système EBA petit débit ;
- Maintenir des conditions ambiantes compatibles avec le bon fonctionnement des pompes RBS ;



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.2  
PAGE : 13/29  
STANDARD

- Assurer un chauffage suffisant des locaux bore afin d'éviter tout risque de cristallisation ;
- Maintenir des conditions d'ambiance compatibles avec le bon fonctionnement des équipements requis dans le Bâtiment Combustible lors de l'agression Grand Froid ;
- Contribuer à la lutte contre l'incendie dans le Bâtiment Combustible ;
- Contribuer à la lutte contre l'explosion externe.

## **2. BASES DE CONCEPTION**

### **2.1. HYPOTHÈSES GÉNÉRALES DE FONCTIONNEMENT**

Le système DWK est principalement composé d'un réseau de gaines de soufflage et d'extraction alimenté par le système DWN en situation de fonctionnement normal.

### **2.2. HYPOTHÈSES DE DIMENSIONNEMENT**

#### **2.2.1. Contrôle de la réactivité**

Sans objet.

#### **2.2.2. Evacuation de la puissance résiduelle**

Sans objet.

#### **2.2.3. Confinement des substances radioactives**

##### **Protection de l'environnement**

En fonctionnement normal, le système DWK doit participer au confinement des substances radioactives en régulant la pression dans le Bâtiment Combustible : une dépression est à assurer dans le BK par rapport à la pression atmosphérique.

##### **Registres d'isolement [ ]**

Afin d'assurer l'isolement [ ], les registres d'isolement situés au soufflage et à l'extraction doivent respecter un temps de fermeture de moins de [ ].

##### **Ouverture de l'exutoire de la piscine de désactivation**

Afin de limiter l'augmentation de la pression dans le [ ] Bâtiment Combustible, le dispositif passif de mise à l'atmosphère relié à la cheminée du BAN doit s'ouvrir à une pression de [ ].

#### 2.2.4. Contributions indirectes aux fonctions de sûreté

Le système DWK participe indirectement aux fonctions de sûreté en assurant le maintien de conditions ambiantes compatibles avec le bon fonctionnement des équipements requis de sûreté dans le Bâtiment combustible.

Locaux	Fonction assurée	Equipement	Hypothèse de dimensionnement	Requis de température
[ ]	Refroidissement	Unités locales refroidies par DEL	[ ]	[ ]
[ ]	Chauffage	Convecteurs électriques	[ ]	[ ]

[ ]

Afin d'assurer ces températures, les hypothèses de dimensionnement suivantes ont été prises en compte pour le dimensionnement du système DWK :

- **Situations de dimensionnement**

Les situations de dimensionnement retenues pour le système DWK sont les suivantes :

- MDTE — Conditions hiver de base ;
- MDTE — Conditions été.

- **Conditions extérieures**

Les paramètres représentatifs des conditions extérieures suivants ont été pris en compte :

Paramètres	Hiver de base	Eté
Température extérieure	[ ]	[ ]
Humidité relative	[ ]	[ ]

Les conditions estivales sont cohérentes avec la section 3.3.6.2.5.

- **Charge thermique**

Le dimensionnement du système DWK a été réalisé en considérant la valorisation d'apports matériels suivants :

#### 2.2.5. Contributions à la protection contre les agressions

##### **Grands Froids**

Afin d'assurer une température minimale de [ ] pour les locaux contenant des pompes avec caisse à huile ainsi que les températures minimales définies au paragraphe 2.2.4 dans les locaux du Bâtiment combustible, les moyens de chauffage du système DWK ont été dimensionnés à l'agression grands froids.

- **Conditions extérieures**



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.2  
PAGE : 15/29  
STANDARD

Les conditions d'hiver extrême de courte durée suivantes ont été prises en compte :

- **Charge thermique**

Les apports thermiques ont été pris en compte de la façon suivante :

Sur la base d'une approche « raisonnablement enveloppe », les apports liés aux tuyauteries et aux fluides qu'elles contiennent ne sont pas valorisés, mais la piscine, représentant un grand volume d'eau dans lequel est présent le combustible usagé, a été prise en compte avec une température d'eau de [ ].

**Explosion externe**

Afin de participer à la protection des équipements classés de sûreté dans le bâtiment combustible, le système DWK a été dimensionné pour résister à une onde de surpression [ ].

## 2.3. AUTRES HYPOTHÈSES

**Conditions de soufflage**

Les caractéristiques de soufflage (réalisé par le système DWN) sont les suivantes :

[ ]

**Conditions dans les locaux**

Les débits d'air dans les locaux sont calculés en tenant compte à la fois du taux minimum de renouvellement d'air et des apports des équipements et de l'éclairage.

Les températures à maintenir en fonctionnement normal dans les locaux sont décrites dans le tableau ci-dessous :

Les requis de températures dans certains locaux [ ].

Par ailleurs, le système DWK participe à assurer le maintien de conditions ambiantes compatibles avec le bon fonctionnement des pompes RCV au titre de la défense en profondeur :

Locaux	Fonction assurée	Equipement	Hypothèse de dimensionnement	Requis de température
[ ]	Refroidissement	Unités locales refroidies par DEL	[ ]	[ ]

**Etanchéité des organes d'isolement**

L'étanchéité requise des organes d'isolement du système DWK est caractérisée ci-dessous :

\* : M3 au titre de la prévention de la contamination du milieu environnant

\*\* : Au sens de la norme EN1751





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.2  
PAGE : 16/29  
STANDARD

### Registres réglants

Des registres réglants sont positionnés en limite de bâtiment au niveau du soufflage afin de maintenir une dépression constante du Bâtiment Combustible par rapport à l'extérieur.

### Locaux à risque iode

La description des locaux à risque iode est indiquée au paragraphe 3.3.3 du sous-chapitre 12.3.

Dans les locaux à risque iode du BK, le système de ventilation DWK doit assurer :

- une pression différentielle de [ ] minimum entre les locaux (ou groupes de locaux) à risque iode et les locaux adjacents ;
- un renouvellement minimal d'air de [ ].

### Débits minimums de renouvellement de l'air

Les débits minimums de renouvellement d'air dépendent du risque radiologique associé au local :

### Caractéristiques d'extraction de la Zone contrôlée

Dans la Zone Contrôlée, les conditions d'extraction sont les suivantes :

- Tout l'air extrait d'une zone contrôlée est filtré puis dirigé vers la cheminée où il est contrôlé et mesuré avant rejet dans l'environnement ;
- L'extraction de tous les locaux de la Zone Contrôlée peut être dirigée sur piège à iode si nécessaire (voir section 9.4.1 sur le système DWN) ;
- Les sens de transfert de l'air s'effectuent des locaux potentiellement moins contaminés vers les locaux potentiellement plus contaminés ;
- Un débit d'extraction supérieur au débit de soufflage.

## **3. DESCRIPTION - FONCTIONNEMENT**

### **3.1. DESCRIPTION**

#### **3.1.1. Description générale du système**

Le DWK est composé d'un réseau de gaines de soufflage et d'un réseau de gaines d'extraction (voir figure 9.4.2 FIG 1) situées dans le BK, isolables par des registres.

[ ]

Le réseau de gaines d'extraction est composé de deux réseaux distincts correspondant aux cellules n°4 et 5 (voir section 9.4.1). Ces deux réseaux sont raccordés à la centrale d'extraction DWN en amont des caissons de filtration. Le réseau de gaines du système DWK est connecté à l'extraction de l'EBA petit débit afin d'assurer une filtration iode lors du confinement dynamique du BK. De plus, une gaine d'extraction au niveau du hall piscine équipée de registres d'isolement motorisés permet la liaison avec l'extraction iode du système DWL.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.2  
PAGE : 17/29  
STANDARD

Par ailleurs, un exutoire relié à la cheminée du BAN a été ajouté au niveau de la piscine BK au titre de la robustesse de l'installation.

Le chauffage des locaux est assuré par :

- Des convecteurs électriques dans des locaux « bore » ;
- Des batteries chaudes terminales installées en gaines ;
- Des aérothermes dans les locaux de grand volume.

Des climatisations locales sont installées dans certains locaux pour assurer des conditions acceptables pour le personnel et le matériel.

### 3.1.2. Description des matériels principaux

Les caractéristiques des principaux matériels du système DWK sont les suivantes :

- **Locaux des pompes RBS**

Matériels	Caractéristiques	Valeurs nominales
Unités locales de refroidissement des pompes RBS	Puissance	[ ]
	Débit	[ ]
Réchauffeurs	Puissance	[ ]

- **Locaux des pompes RCV**

Matériels	Caractéristiques	Valeurs nominales
Unités locales de refroidissement des pompes RCV	Puissance	[ ]
	Débit	[ ]
Réchauffeurs	Puissance	[ ]

- **Autres**

Matériels	Caractéristiques	Valeurs nominales
Aérothermes du hall piscine	Puissance	[ ]
Aérothermes de la tour de manutention	Puissance	[ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.2  
PAGE : 18/29  
STANDARD

### 3.1.3. Description des dispositions d'installations principales

Dans un local donné, le soufflage et l'extraction se trouvent à des côtés opposés dans la mesure du possible afin d'en assurer un balayage optimal.

## 3.2. FONCTIONNEMENT

### 3.2.1. Fonctionnement en régime normal

#### 3.2.1.1. Tranche en puissance

Les valeurs de débit fournies dans ce paragraphe sont des valeurs nominales.

Le système DWK fonctionne en permanence.

Le système DWN fournit au DWK un débit d'air de soufflage réparti comme suit :

[ ]

Le débit d'air extrait par DWN se répartit de la manière suivante :

[ ]

Une dépression d'environ [ ] est maintenue dans le Bâtiment Combustible par rapport à l'extérieur.

#### 3.2.1.2. Tranche à l'arrêt

Lorsque le tampon matériel est ouvert et que les deux SAS sont déséclusés, le registre [ ] situé au niveau de l'extraction de la zone devant le [ ], est fermé, et l'extraction se fait via la ventilation du BR par le système EBA petit débit. Les registres situés au soufflage [ ] et à l'extraction [ ] de la zone [ ] sont fermés. Le soufflage de l'air de la zone [ ] est effectué par le système EBA grand débit, et l'extraction est effectuée par le système EBA petit débit (voir section 9.4.5).

### 3.2.2. Fonctionnement en régime permanent du système

#### 3.2.2.1. Présence d'iode dans les locaux du BK en fonctionnement normal

En cas de présence d'iode dans les locaux du BK en fonctionnement normal, les cellules affectées sont traitées par la filtration iode du système DWN (voir section 9.4.1).

### 3.2.3. Fonctionnement en régime transitoire

#### 3.2.3.1. Accident de manutention de combustible dans le BK

En cas d'accident de manutention de combustible dans le BK, le soufflage dans la zone à confiner est isolé en fermant les registres étanches [ ]. L'extraction via le DWK est isolée (fermeture des registres [ ]) et dirigée vers le système DWL équipé de filtre THE et piège à iode.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.2  
PAGE : 19/29  
STANDARD

### 3.2.3.2. Accident de manutention de combustible dans le BR ou APRP SAS ouverts

En cas d'accident de manutention de combustible dans le BR ou d'APRP SAS ouverts, le soufflage et l'extraction utilisés en arrêt de tranche (EBA grand débit) ainsi que le soufflage EBA petit débit sont fermés. Le soufflage [ ] et l'extraction [ ] du volume couvrant la zone d'équipement du BK située [ ] ont été fermés de façon préventive, préalablement à l'ouverture des SAS d'entrée au BR.

Les registres situés au soufflage [ ] de la zone [ ] sont automatiquement fermés. Le registre d'isolement situé à l'extraction [ ] de la zone [ ] a été fermé préventivement lors de l'ouverture du SAS.

Un confinement statique du BK est réalisé sur signal d'isolement enceinte phase 1 par la fermeture des registres d'isolement situés au soufflage [ ] ainsi que des registres d'isolement situés à l'extraction [ ] de la ventilation normale du BK.

Le confinement dynamique de la zone [ ] ainsi que de la zone [ ] est assuré par le système EBA petit débit équipé de filtres THE et pièges à iode.

### 3.2.3.3. Accident de Perte de Réfrigérant Primaire

En cas d'APRP, un confinement statique du BK est réalisé par la fermeture des registres d'isolement situés au soufflage [ ] ainsi que des registres d'isolement situés à l'extraction [ ] de la ventilation normale du BK.

De plus, un confinement dynamique du BK est réalisé afin de collecter et filtrer avant rejet les éventuelles fuites de l'enceinte vers le BK. Le confinement dynamique est réalisé par le système EBA petit débit, équipé de lignes de filtration iode.

### 3.2.3.4. Manque De Tension Externe (MDTE)

En cas de MDTE, les générateurs diesels principaux sont en fonctionnement. Pour les locaux du bâtiment combustible, les fonctions suivantes du système DWK sont secourues par les diesels principaux :

[ ]

### 3.2.3.5. Manque De Tension Généralisé (MDTG)

En cas de MDTG, un confinement statique du BK est réalisé : les registres d'isolement situés au soufflage [ ] et à l'extraction [ ] de la ventilation normale du BK disposent d'une position de sécurité fermée sur manque de tension puissance.

### 3.2.3.6. Perte totale des alimentations électriques (PTAE)

Suite à la perte totale des alimentations électriques, un confinement statique du BK est réalisé : les registres d'isolement situés au soufflage [ ] et à l'extraction [ ] de la ventilation normale du BK sont fermés (position de sécurité fermée sur manque de tension puissance).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.2  
PAGE : 20/29  
STANDARD

### **3.2.3.7. Accident grave ayant pour initiateur un APRP**

Pour ce type d'accident grave, le signal d'isolement enceinte phase 1 engage les mêmes actions que pour l'accident PCC du paragraphe 3.2.3.3. Ces actions sont réalisées avant le passage en accident grave.

### **3.2.3.8. Défaillance des deux files principales de refroidissement de la piscine BK**

En cas de défaillance des deux files principales de refroidissement de la piscine BK, un confinement statique du hall piscine BK est réalisé manuellement afin d'éviter une dispersion de vapeur vers les locaux adjacents et les autres bâtiments.

### **3.2.3.9. Ebullition dans le hall piscine BK**

En cas d'ébullition dans [ ] de la piscine BK, le dispositif passif est ouvert sur seuil de pression supérieure à [ ].

## **4. ANALYSE DE SÛRETÉ**

### **4.1. CONFORMITÉ À LA RÉGLEMENTATION**

Le système est conforme à la réglementation générale en vigueur (voir le sous-chapitre 1.7) et ne fait pas l'objet de dérogations particulières.

### **4.2. RESPECT DES CRITÈRES FONCTIONNELS**

#### **4.2.1. Contrôle de la réactivité**

Sans objet.

#### **4.2.2. Evacuation de la puissance résiduelle**

Sans objet.

#### **4.2.3. Confinement des substances radioactives**

Le système DWK assure le confinement des substances radioactives en fonctionnement normal par :

- La mise en dépression du BK par rapport à l'extérieur en fonctionnement normal par action sur des registres réglants,
- Des transferts d'air effectués des locaux potentiellement les moins contaminés vers des locaux plus contaminés.

Les études de transitoires incidentels/accidentels du sous-chapitre 15.3 faisant intervenir les fonctions du système DWK correspondant aux critères fonctionnels énoncés au paragraphe 0.2.3 sont réalisées en considérant, pour les paramètres suivants, des hypothèses cohérentes avec les hypothèses de dimensionnement énoncées au paragraphe 2.2 (voir sous-chapitres 15.3, 19.1 et 19.2) :

- La fermeture des registres d'isolement du [ ] combustible BK ;
- L'ouverture de l'exutoire [ ] piscine BK.

Ces éléments permettent d'assurer le respect des critères fonctionnels énoncés au paragraphe 0.2.

#### **4.2.4. Contributions indirectes à l'accomplissement des fonctions de sûreté**

Les cibles de température dans le BK assurées par le système DWK et énoncées au paragraphe 2.2 sont cohérentes avec les requis des systèmes/équipements servis correspondants :

- Maintien des conditions ambiantes compatibles avec le bon fonctionnement des pompes RBS ;
- Maintien de températures minimales évitant la cristallisation du bore [ ] .

Les cibles de températures du système DWK énoncées au §2.2 sont cohérentes avec les hypothèses considérées pour définir les critères d'essais définis au §4.4.1 et 4.4.3.

Ces éléments permettent d'assurer le respect des critères fonctionnels énoncés au paragraphe 0.2.

#### **4.2.5. Contributions spécifiques à la protection contre les agressions**

Les études d'agressions relatives à l'incendie du sous-chapitre 3.4 faisant intervenir les fonctions du système DWK sont réalisées en considérant la mise en place de clapets coupe-feu en limite de SFS dans le BK, afin d'assurer le respect du critère fonctionnel énoncé au paragraphe 0.2.5 pour la protection de l'installation contre l'incendie.

Les études d'agressions du sous-chapitre 3.3 faisant intervenir les fonctions du système DWK sont réalisées en considérant, pour les paramètres suivants, des valeurs cohérentes avec les hypothèses de dimensionnement énoncées au paragraphe 2.2 :

- Les valeurs de températures minimales à considérer dans le BK ;
- La position et les caractéristiques des registres qualifiés à l'explosion externe.

Pour chaque étude d'agression concernée, ces études montrent que le dimensionnement de ces fonctions est tel qu'il permet de respecter leurs critères d'acceptabilité.

Ces éléments permettent d'assurer le respect des critères fonctionnels énoncés au paragraphe 0.2.

## **4.3. CONFORMITÉ AUX EXIGENCES DE CONCEPTION**

### **4.3.1. Exigences issues du classement de sûreté**

#### **4.3.1.1. Classement de sûreté**

Le système DWK est concerné par une exception aux règles de classement.

Les classements des équipements du système DWK jouant un rôle vis-à-vis de la sûreté sont présentés dans la section 3.2.2.

#### **4.3.1.2. Critère de Défaillance Unique (active et passive)**

##### **Défaillance unique active**

La conception du système DWK est conforme à l'exigence de robustesse au critère de défaillance unique active énoncée au paragraphe 0.3, notamment sur les points suivants :

- Les registres d'isolement [ ] répondent au critère de défaillance unique : deux registres en série assurant une redondance fonctionnelle sont positionnés à la fois au soufflage et à l'extraction [ ] ;
- Les registres d'isolement assurant la fonction de confinement du Bâtiment Combustible situés au soufflage et à l'extraction sont redondés ;
- Les registres assurant l'isolement du soufflage [ ] sont redondés ;
- Chaque local contenant une pompe RBS est équipé d'une unité locale de refroidissement.

##### **Défaillance unique passive**

Le système DWK n'est pas concerné par la défaillance unique passive.

##### **Défaillance aléatoire au titre des agressions**

La conception du système DWK est conforme à l'exigence de robustesse à la défaillance aléatoire énoncée au paragraphe 0.3. En effet, les clapets coupe-feu sont doublés entre deux secteurs de feu de sûreté.

#### **4.3.1.3. Alimentation électrique de secours**

La conception du système DWK est conforme à l'exigence de secours électrique énoncée au paragraphe 0.3, notamment sur les points suivants :

##### **Perte d'alimentation réseau (MDTE)**

Le système DWK n'est pas secouru, à l'exception du chauffage des locaux Bore (Bo1, Bo2) ainsi que des unités de climatisation locales des pompes RBS et RCV. Les aérothermes [ ] combustible sont également secourus par les diesels principaux, ainsi que ceux de la tour de manutention et [ ] combustible.

Les registres d'isolement utilisés en cas d'accident de manutention de combustible dans le BK sont alimentés depuis les armoires secourues et sont automatiquement fermés en cas de MDTE. Un confinement statique est alors assuré.

En cas de MDTE.2, les registres d'isolement de la ventilation normale du BK sont fermés.

#### **Manque de tension généralisé (MDTG)**

Le système DWK n'est pas secouru en cas de MDTG. Les registres d'isolement DWK utilisés en cas de manutention combustible dans le BK prennent leur position de sécurité fermée. Les registres d'isolement du soufflage et de l'extraction normale du système DWK possèdent également une position de sécurité fermée en cas de MDTG. Un confinement statique du BK est alors assuré.

#### **4.3.1.4. Séparation physique / géographique**

La conception du système DWK est conforme à l'exigence de séparation physique/géographique.

#### **4.3.1.5. Qualification aux conditions accidentelles**

Les équipements du système DWK relevant d'une qualification aux conditions accidentelles sont présentés dans la section 3.7.1.1.2.

#### **4.3.1.6. Classement ESPN, mécanique, électrique, contrôle-commande et sismique**

La conformité des classements mécanique, électrique, contrôle-commande et sismique des équipements du système DWK jouant un rôle vis-à-vis de la sûreté aux exigences énoncées au paragraphe 0.3 est détaillée dans la section 3.2.2.

### **4.3.2. Exigences réglementaires**

#### **4.3.2.1. Textes réglementaires**

La conformité aux textes réglementaires est portée de manière générale par la section 1.7.1 du Rapport de Sûreté.

##### **4.3.2.1.1. Textes officiels**

La conception des dispositifs de confinement statique et dynamique du BK est cohérente avec les objectifs de sûreté indiqués dans l'article III.3.3 du Décret autorisant la création de l'installation nucléaire de base FA3.

##### **4.3.2.1.2. Prescriptions techniques**

La conformité aux prescriptions techniques applicables au système DWK, listées dans le paragraphe 0.3.2 est assurée par le dimensionnement du système DWK aux conditions extérieures.

La conformité du système DWK aux décisions n°2012-DC-0283 du 26 juin 2012 et n°2014-DC-0403 du 21 janvier 2014 est démontrée dans le chapitre 21.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.2  
PAGE : 24/29  
STANDARD

#### **4.3.2.1.3. Réglementations internationales**

Sans objet.

#### **4.3.2.2. Textes para-réglementaires**

La conformité aux textes para-réglementaires est portée de manière générale par la section 1.7.1 du Rapport de Sûreté.

##### **4.3.2.2.1. Règles Fondamentales de Sûreté**

Sans objet.

##### **4.3.2.2.2. Directives techniques**

La conformité aux directives techniques spécifiquement applicables au système DWK, listées dans le paragraphe 0.3.2 est assurée par :

- Les mesures de confinement adéquates mises en place et l'élimination des chemins de fuite directe de l'enceinte de confinement vers l'extérieur qui sont décrites au paragraphe 1.2 (A.1.3) ;
- Les dispositions décrites au paragraphe 2.2 qui permettent d'assurer une pression négative dans le Bâtiment Combustible (B.1.4.1) ;
- Le dispositif d'exutoire présenté au paragraphe 0.1.3 qui permet de réduire les conséquences d'une perte totale du système de refroidissement de la piscine de combustible usé tout en maintenant la fonction de confinement sur le long terme (G1) ;
- La conception des dispositifs de confinement statique et dynamique du Bâtiment Combustible qui permettent d'assurer un confinement des locaux où sont installés les équipements du système de ventilation de l'espace entre enceinte (G2) ;
- La conception des dispositifs de confinement statique et dynamique du Bâtiment Combustible qui est cohérente avec les objectifs de sûreté (G4) ;
- Les méthodes de définition des conditions atmosphériques de base et extrêmes sont définies au sous-chapitre 3.3 (G4).

##### **4.3.2.2.3. Textes EPR Spécifiques**

Sans objet.

### **4.3.3. Agressions**

#### **4.3.3.1. Agressions internes**

La démonstration de la robustesse de l'installation aux agressions internes relève du sous-chapitre 3.4.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.2  
PAGE : 25/29  
STANDARD

#### **4.3.3.2. Agressions externes**

La démonstration de la robustesse de l'installation aux agressions externes relève du sous-chapitre 3.3.

#### **4.3.4. Diversification**

Sans objet.

#### **4.3.5. Radioprotection**

De façon générale, les dispositions de conception de l'installation prises pour limiter l'exposition du personnel au rayonnement et à la contamination due aux produits de fission et de corrosion activés relèvent du chapitre 12.

La conception du système DWK contribue au respect de cet objectif, notamment sur les points suivants :

- Sens de circulation de l'air des locaux les moins contaminés vers les plus contaminés ;
- Taux de renouvellement de l'air dans les locaux à risque iode ou aérosol.

#### **4.3.6. Fonctionnement, maintenance et accessibilité long terme**

Sans objet.

#### **4.3.7. Système tel que réalisé**

A ce stade de la fabrication, de l'installation et du déroulement des essais, aucun écart n'impacte les requis de sûreté spécifiés dans le Rapport de Sûreté.

### **4.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE**

#### **4.4.1. Essais de démarrage**

Le système DWK fait l'objet d'un programme d'essais de démarrage conformément aux modalités présentées au chapitre 14 permettant notamment de vérifier le respect des critères suivants :

- Le contrôle de la manoeuvrabilité à la fermeture des registres permettant d'assurer :
  - L'isolement du soufflage et de l'extraction [ ] combustible dans le délai requis ;
  - L'isolement du soufflage [ ] ;
  - L'isolement du soufflage et de l'extraction de la ventilation normale du Bâtiment Combustible ;
- Le maintien en dépression dans le BK ;



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.2  
PAGE : 26/29  
STANDARD

- Le contrôle de la manoeuvrabilité à l'ouverture et à la fermeture en local de la vanne [ ] ;
- La fermeture des clapets coupe-feu.

La vérification du maintien des températures dans les locaux du bâtiment combustible n'étant pas possible de façon directe du fait que les conditions d'essais diffèrent des conditions de fonctionnement incidentelles ou accidentelles dans lesquelles ces dernières doivent être satisfaites, leur vérification doit être faite de façon transposée et indirecte, les valeurs quantifiées sont présentées dans la note en référence [1] :

- Vérification des puissances froides requises [ ] :
  - Puissance froide de [ ] ;
  - Puissance froide de [ ] ;
- Vérification des puissances de chauffage requises [ ] (voir Tableau 1) ;
- Vérification des puissances de chauffage requises [ ] (voir Tableaux 1 et 2).

#### **4.4.2. Surveillance en exploitation**

Les fonctions du système DWK suivantes sont surveillées en exploitation normale par des dispositifs de surveillance en continu de remontées d'alarmes en salle de commande :

- Le refroidissement [ ] ;
- Le chauffage [ ] ;
- Le chauffage [ ] .

#### **4.4.3. Essais périodiques**

Les parties classées du système DWK font l'objet d'essais périodiques conformément au chapitre IX des Règles Générales d'Exploitation permettant notamment de vérifier le respect des critères suivants :

- Le contrôle de la manoeuvrabilité à la fermeture des registres permettant d'assurer :
  - L'isolement du soufflage et de l'extraction [ ] ;
  - L'isolement du soufflage [ ] ;
  - L'isolement du soufflage et de l'extraction de la ventilation normale du Bâtiment Combustible.
- Le maintien en dépression dans le BK ;
- L'enclenchement des ventilateurs des unités locales de refroidissement ;
- L'enclenchement des convecteurs des locaux bore [ ] .



#### **4.4.4. Maintenance**

Le système DWK fait l'objet d'un programme de maintenance conformément au chapitre VIII des RGE.

## **5. SCHÉMA DE PRINCIPE**

Le schéma de principe du système DWK est présenté en figure 9.4.2 FIG 1.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4

SECTION : 9.4.2

PAGE : 28/29

STANDARD

**LISTE DE REFERENCES**

- [1] FA3-ESY-2016-FR-0121 — Définition des critères transposés du système DWK associés au conditionnement thermique du bâtiment combustible (suite à ECECS140734 A)



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.2  
TABLEAU : 1  
PAGE : 1/1  
STANDARD

9.4.2 TAB 1 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.2  
TABLEAU : 1  
PAGE : 1/1  
STANDARD

9.4.2 TAB 2 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4

SECTION : 9.4.2

FIGURE : 1

PAGE : 1/1

STANDARD

**9.4.2 FIG 1 : SCHEMA DE PRINCIPE DU SYSTEME DWK**





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4

SECTION : 9.4.2

PAGE : 2/29

STANDARD

[ ]



## SOMMAIRE

<b>9.4.6. VENTILATION DE LA ZONE CONTRÔLÉE DES BÂTIMENTS DES AUXILIAIRES DE SAUVEGARDE (DWL).....</b>	<b>5</b>
<b>0. EXIGENCES DE SÛRETÉ .....</b>	<b>5</b>
<b>0.1. FONCTIONS DE SÛRETÉ .....</b>	<b>5</b>
0.1.1. CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....	5
0.1.2. EVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	5
0.1.3. CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES .....	5
0.1.4. CONTRIBUTIONS INDIRECTES AUX FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	6
0.1.5. CONTRIBUTIONS SPÉCIFIQUES À LA PROTECTION CONTRE LES	
<b>AGRESSIONS .....</b>	<b>6</b>
0.1.6. CONTRIBUTIONS À L'ÉLIMINATION PRATIQUE .....	6
<b>0.2. CRITÈRES FONCTIONNELS .....</b>	<b>6</b>
0.2.1. CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....	6
0.2.2. EVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	7
0.2.3. CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES .....	7
0.2.4. CONTRIBUTIONS INDIRECTES AUX FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	7
0.2.5. CONTRIBUTIONS SPÉCIFIQUES À LA PROTECTION CONTRE LES	
<b>AGRESSIONS .....</b>	<b>8</b>
<b>0.3. EXIGENCES RELATIVES À LA CONCEPTION .....</b>	<b>8</b>
0.3.1. EXIGENCES ISSUES DU CLASSEMENT DE SÛRETÉ .....	8
0.3.2. EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES .....	9
0.3.3. AGRESSIONS .....	10
0.3.4. DIVERSIFICATION .....	11
0.3.5. RADIOPROTECTION .....	11
0.3.6. EXIGENCES LIÉES AU FONCTIONNEMENT, À LA MAINTENANCE ET	
<b>À L'ACCESSIBILITÉ LONG TERME .....</b>	<b>11</b>
<b>0.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE .....</b>	<b>11</b>
0.4.1. ESSAIS DE DÉMARRAGE .....	11
0.4.2. SURVEILLANCE EN EXPLOITATION .....	11
0.4.3. ESSAIS PÉRIODIQUES .....	11
0.4.4. MAINTENANCE .....	12
<b>1. RÔLE DU SYSTÈME .....</b>	<b>12</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.6  
PAGE : 2/29  
STANDARD

1.1.	RÔLE DU SYSTÈME PENDANT L'EXPLOITATION NORMALE DE LA TRANCHE.....	12
1.2.	RÔLE DU SYSTÈME DANS LES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT PCC-2 À PCC-4, RCC-A, EN ACCIDENT GRAVE ET SITUATIONS AGRESSIONS .....	12
2.	BASES DE CONCEPTION .....	13
2.1.	HYPOTHÈSES GÉNÉRALES DE FONCTIONNEMENT.....	13
2.2.	HYPOTHÈSES DE DIMENSIONNEMENT .....	13
2.2.1.	CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....	13
2.2.2.	EVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	13
2.2.3.	CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES .....	13
2.2.4.	CONTRIBUTIONS INDIRECTES AUX FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	14
2.2.5.	CONTRIBUTIONS À LA PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS ....	14
2.3.	AUTRES HYPOTHÈSES.....	15
3.	DESCRIPTION - FONCTIONNEMENT .....	16
3.1.	DESCRIPTION .....	16
3.1.1.	DESCRIPTION GÉNÉRALE DU SYSTÈME.....	16
3.1.2.	DESCRIPTION DES MATÉRIELS PRINCIPAUX .....	17
3.1.3.	DESCRIPTION DES DISPOSITIONS D'INSTALLATIONS PRINCIPALES	18
3.2.	FONCTIONNEMENT .....	18
3.2.1.	FONCTIONNEMENT EN RÉGIME NORMAL DE LA TRANCHE.....	18
3.2.2.	FONCTIONNEMENT EN RÉGIME PERMANENT DU SYSTÈME.....	19
3.2.3.	FONCTIONNEMENT EN RÉGIME TRANSITOIRE .....	21
4.	ANALYSE DE SÛRETÉ.....	21
4.1.	CONFORMITÉ À LA RÉGLEMENTATION .....	21
4.2.	RESPECT DES CRITÈRES FONCTIONNELS .....	22
4.2.1.	CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....	22
4.2.2.	EVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	22
4.2.3.	CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES .....	22
4.2.4.	CONTRIBUTION INDIRECTE À L'ACCOMPLISSEMENT DES FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	22
4.2.5.	CONTRIBUTION SPÉCIFIQUES À LA PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS .....	22
4.3.	CONFORMITÉ AUX EXIGENCES DE CONCEPTION.....	23
4.3.1.	EXIGENCES ISSUES DU CLASSEMENT DE SÛRETÉ .....	23
4.3.2.	EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES .....	24
4.3.3.	AGRESSION.....	26
4.3.4.	DIVERSIFICATION.....	26



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.6  
PAGE : 3/29  
STANDARD

4.3.5. RADIOPROTECTION .....	26
4.3.6. FONCTIONNEMENT, MAINTENANCE ET ACCESSIBILITÉ LONG TERME.....	26
4.3.7. SYSTÈME TEL QUE RÉALISÉ .....	26
4.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE .....	27
4.4.1. ESSAIS DE DÉMARRAGE .....	27
4.4.2. SURVEILLANCE EN EXPLOITATION .....	27
4.4.3. ESSAIS PÉRIODIQUES .....	27
4.4.4. MAINTENANCE .....	28
5. SCHÉMA DE PRINCIPE.....	28
LISTE DES RÉFÉRENCES .....	29



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4

SECTION : 9.4.6

PAGE : 4/29

STANDARD

**FIGURES :**

9.4.6 FIG 1 [ ]



## **9.4.6. VENTILATION DE LA ZONE CONTRÔLÉE DES BÂTIMENTS DES AUXILIAIRES DE SAUVEGARDE (DWL)**

### **0. EXIGENCES DE SÛRETÉ**

#### **0.1. FONCTIONS DE SÛRETÉ**

##### **0.1.1. Contrôle de la réactivité**

Le système DWL ne contribue pas directement au contrôle de la réactivité.

##### **0.1.2. Evacuation de la puissance résiduelle**

Le système DWL ne contribue pas directement à l'évacuation de la puissance résiduelle.

##### **0.1.3. Confinement des substances radioactives**

Les contributions du système DWL au confinement des substances radioactives doivent être les suivantes :

- Protection de l'environnement :

Le système DWL véhicule de l'air contenant des substances radioactives. A ce titre, il doit contribuer :

- au confinement de ces substances vis-à-vis de l'environnement dans sa globalité et du public,
- au contrôle et à la réduction des rejets en fonctionnement normal.

- Limitation des conséquences radiologiques :

A ce titre, le système DWL doit assurer :

- le confinement des fuites des traversées de l'enceinte vers [ ] des Bâtiments des Auxiliaires de Sauvegarde (BAS) dans les situations PCC, RRC-A et Accident Grave entraînant un dégagement radioactif dans l'enceinte,
- le confinement du Bâtiment Réacteur (BR) étendu [ ] en cas d'accident de manutention du combustible dans le BR sas ouverts en état E ( PCC-4) et en cas d'APRP en états C et D,
- le confinement des BAS en cas de brèche sur le RIS en mode RA avec la température du circuit primaire ( $T_{RCP}$ ) inférieure à [ ] (PCC-4) ;
- le confinement [ ] en cas d'accident de manutention combustible dans le BK (PCC-4),



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.6  
PAGE : 6/29  
STANDARD

- le confinement des fuites du système RIS en mode IS en situations PCC,
- le confinement d'éventuelles fuites du système EVU en situation d'accident grave,
- le confinement long terme [ ] en cas de brèche sur le RIS en mode RA avec une température du circuit primaire ( $T_{RCP}$ ) supérieure à [ ] (PCC-4) dans les BAS 1 et 4.

#### **0.1.4. Contributions indirectes aux fonctions de sûreté**

Le système DWL doit contribuer indirectement à l'accomplissement des 3 fonctions de sûreté en tant que système support :

- de la 3<sup>ème</sup> file PTR en situations RRC-A,
- des pompes principales EVU en situations RRC-A et Accident Grave,
- des pompes ISMP et ISBP en situations PCC et RRC-A

en maintenant des conditions ambiantes compatibles avec le bon fonctionnement de ces équipements dans les locaux concernés.

#### **0.1.5. Contributions spécifiques à la protection contre les agressions**

Les contributions du système DWL à la protection contre agressions doivent être les suivantes :

- Le système DWL doit contribuer au confinement et à la limitation d'un incendie [ ] des BAS (exigences définies à la section 9.5.1.4) ;
- Le système DWL doit contribuer au confinement et à la limitation d'un incendie dans le BK (exigences définies à la section 9.5.1.4).

#### **0.1.6. Contributions à l'élimination pratique**

Le système DWL ne contribue pas à l'élimination pratique.

### **0.2. CRITÈRES FONCTIONNELS**

Au titre de ses contributions à l'accomplissement des fonctions de sûreté, le système DWL doit satisfaire les critères fonctionnels suivants :

#### **0.2.1. Contrôle de la réactivité**

Sans objet.

### 0.2.2. Evacuation de la puissance résiduelle

Sans objet.

### 0.2.3. Confinement des substances radioactives

- Protection de l'environnement

le système DWL doit permettre :

- de confiner les substances radioactives,
- de limiter les rejets radioactifs dans l'environnement par le traitement des effluents véhiculés.

- Limitation des conséquences radiologiques

Afin de limiter les conséquences radiologiques, le système DWL doit assurer :

- une filtration suffisante des fuites des traversées mécaniques de l'enceinte vers [ ] BAS en cas d'accident avec rejets dans le BR (PCC, RRC-A et Accident Grave),
- le confinement statique du BR étendu [ ] en cas d'accident de manutention du combustible dans le BR sas ouverts en état E (PCC-4) et en cas d'APRP en états C et D,
- une filtration suffisante de l'air [ ] des BAS en cas de brèche sur le RIS en mode RA avec  $T_{RCP} < 100^{\circ}\text{C}$  (PCC-4),
- une filtration suffisante [ ] du Bâtiment Combustible (BK) en cas d'accident de manutention combustible dans le BK (PCC-4),
- un confinement suffisant d'éventuelles fuites du système EVU en situation d'accident grave,
- un confinement suffisant d'éventuelles fuites du système RIS en mode IS en cas d'accidents PCC de type APRP,
- la restauration du confinement à long terme [ ] en cas de brèche sur le RIS en mode RA avec  $T_{RCP} > [ ]$  dans les BAS 1 et 4 (PCC-4).

- Maintien du confinement à long terme dans les zones contrôlées des BAS

Le système DWL doit assurer l'ouverture du système de mise à l'atmosphère de façon à écrêter la surpression atteinte dans les locaux RIS des BAS 1 et 4 en cas de brèche sur le RIS en mode RA avec  $T_{RCP} > [ ]$  (PCC-4).

### 0.2.4. Contributions indirectes aux fonctions de sûreté

Au titre de ses contributions indirectes à l'accomplissement des 3 fonctions de sûreté, le système DWL doit satisfaire les critères fonctionnels suivants :

**Refroidissement du local de la pompe de la 3<sup>ème</sup> file PTR**

Le système DWL doit assurer une température inférieure à la température maximale associée au bon fonctionnement de la pompe de la 3<sup>ème</sup> file PTR classée de sûreté dans les situations RRC-A.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.6  
PAGE : 8/29  
STANDARD

**Refroidissement des locaux des pompes principales EVU**

Le système DWL doit assurer une température inférieure à la température maximale associée au bon fonctionnement des pompes principales EVU classées de sûreté en situations RRC-A et Accident Grave.

**Refroidissement des locaux des pompes ISMP et ISBP**

Le système DWL doit assurer une température inférieure à la température maximale associée au bon fonctionnement des pompes ISMP et ISBP classées de sûreté en situations PCC et RRC-A.

**0.2.5. Contributions spécifiques à la protection contre les agressions**

Au titre de sa contribution spécifique à la protection contre les agressions, le système DWL doit satisfaire les critères fonctionnels suivants :

**Incendie**

Le système DWL doit participer à la lutte contre l'incendie dans [ ] des Bâtiments des Auxiliaires de Sauvegarde (BAS) et dans le Bâtiment Combustible (BK) par la fermeture de ses clapets coupe-feu afin d'assurer les objectifs de confinement et de limitation de l'incendie définis à la section 9.5.1.4.

**0.3. EXIGENCES RELATIVES À LA CONCEPTION**

**0.3.1. Exigences issues du classement de sûreté**

**0.3.1.1. Classement de sûreté**

Les parties du système DWL jouant un rôle vis-à-vis de la sûreté doivent faire l'objet d'un classement de sûreté conformément aux règles de classement indiquées à la section 3.2.1.

**0.3.1.2. Critères de défaillance unique (active et passive)**

Les fonctions du système DWL classées F1 doivent être robustes à l'application du critère de défaillance unique.

Les fonctions du système DWL classées F2 au titre de la protection de l'installation contre les agressions internes doivent être robustes à l'application de la défaillance aléatoire conformément aux règles du paragraphe 2.3 de la section 3.4.0.

Les autres fonctions du système DWL classées F2 ne sont pas redevables de l'application du critère de défaillance unique.

**0.3.1.3. Alimentation électrique de secours**

L'alimentation électrique des composants du système DWL nécessaire à l'accomplissement des fonctions classées F1 doit être secourue par les groupes diesels principaux.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.6  
PAGE : 9/29  
STANDARD

L'alimentation électrique des composants du système DWL nécessaire à l'accomplissement des fonctions classées F2 doit être secourue au cas par cas afin que leurs fonctions soient assurées si nécessaire en cas de perte d'alimentation électrique extérieure.

#### **0.3.1.4. Séparation physique / géographique**

Les fonctions classées F1 du système DWL doivent être conçues conformément à l'exigence de séparation physique / géographique de leurs équipements redondants constitutifs.

#### **0.3.1.5. Qualification aux conditions accidentelles**

Les équipements classés du système DWL doivent être qualifiés en fonction des conditions de fonctionnement dans lesquelles ils sont sollicités au titre de leur contribution à l'accomplissement des fonctions de sûreté, conformément aux règles du sous chapitre 3.7.

#### **0.3.1.6. Classement ESPN, mécanique, électrique, contrôle-commande et sismique**

Les équipements du système DWL redevables d'un classement mécanique, électrique, contrôle-commande et sismique doivent être classés conformément aux règles de classement présentées dans la section 3.2.1.

Le système DWL n'est pas concerné par le classement ESPN en tant que système de ventilation.

### **0.3.2. Exigences réglementaires**

#### **0.3.2.1. Textes réglementaires**

##### **0.3.2.1.1. Textes officiels**

Le système DWL n'est pas concerné par un texte officiel spécifique.

##### **0.3.2.1.2. Prescriptions techniques**

Le système DWL est concerné par la prescription technique [INB 167–40] relative aux cas de charge de températures hautes à retenir à la conception vis-à-vis des situations de canicule et la prescription [INB 167–41] relative aux cas de charge de températures basses de l'air à retenir à la conception vis-à-vis des situations de Grand Froid (voir paragraphe 2.2 de la section 1.7.0).

Le système DWL appartient au noyau dur Fukushima (cf. chapitre 21). A ce titre, il doit respecter les décisions n°2012-DC-0283 du 26 juin 2012 et n°2014-DC-0403 du 21 janvier 2014 (voir section 1.7.0).

##### **0.3.2.1.3. Réglementations internationales**

Le système DWL n'est pas concerné par une réglementation internationale spécifique.

### **0.3.2.2. Textes para-réglementaires**

#### **0.3.2.2.1. Règles fondamentales de sûreté**

Le système DWL n'est pas concerné par une règle fondamentale spécifique.

#### **0.3.2.2.2. Directives techniques**

Le système DWL est concerné par les sections suivantes des Directives Techniques :

- A.1.3 — Stratégie générale relative aux accidents graves : "Pour ce qui concerne les fuites de l'enceinte de confinement, il ne doit pas y avoir de chemin de fuite directe de l'enceinte de confinement à l'extérieur. Les tuyauteries susceptibles de transporter des substances radioactives à l'extérieur de l'enceinte de confinement doivent conduire à des bâtiments périphériques présentant des capacités de confinement adéquates".
- B.1.4.1 — Exigences de conception pour l'enceinte de confinement et les bâtiments périphériques
  - "De plus, des moyens adéquats doivent être considérés pour restaurer l'étanchéité du bâtiment des auxiliaires de sauvegarde à la suite d'une brèche du système d'injection de sécurité et d'évacuation de la puissance résiduelle à l'extérieur du bâtiment de confinement" ;
  - "Des dispositions doivent également être mises en place pour maintenir autant que nécessaire une pression négative dans l'enceinte de confinement et dans les bâtiments périphériques durant les états d'arrêt, en tenant compte de l'emplacement du combustible durant ces états".
- G.4 — Utilisation de codes techniques
  - "La conception des dispositifs de confinement statique et dynamique des bâtiments périphériques, y compris le bâtiment des auxiliaires nucléaires, doit être cohérente avec l'accomplissement des objectifs de sûreté indiqués dans la section A.1.1" ;
  - "Une méthode doit être présentée concernant la définition des conditions atmosphériques de base et extrêmes (température, humidité, durée, ...) de même que les exigences à appliquer, notamment aux systèmes de ventilation pour faire face à ces conditions".

### **0.3.2.3. Textes EPR spécifiques**

Le système DWL n'est pas concerné par un texte spécifique EPR.

## **0.3.3. Agressions**

### **0.3.3.1. Agressions internes**

Les fonctions du système DWL doivent être protégées vis-à-vis des conséquences des agressions internes si leur perte remet en cause l'atteinte des objectifs de sûreté du sous-chapitre 3.4.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.6  
PAGE : 11/29  
STANDARD

### **0.3.3.2. Agression externes**

Les fonctions du système DWL doivent être protégées vis-à-vis des conséquences des agressions externes si leur perte remet en cause l'atteinte des objectifs de sûreté du sous-chapitre 3.3.

### **0.3.4. Diversification**

Le système DWL ne fait pas l'objet d'une exigence de diversification.

### **0.3.5. Radioprotection**

Le système DWL doit être conçu pour limiter l'exposition du personnel au rayonnement et à la contamination atmosphérique.

### **0.3.6. Exigences liées au fonctionnement, à la maintenance et à l'accessibilité long terme**

Les équipements du système DWL nécessaires au maintien de la centrale en état sûr dans la gestion long terme après un accident doivent être accessibles aux opérateurs pour la maintenance et la réparation des équipements à long terme. Cette accessibilité est conditionnée par la dose maximale que peut recevoir un intervenant au cours de sa mission (cf. sous-chapitre 12.5).

## **0.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE**

### **0.4.1. Essais de démarrage**

Le système DWL doit être conçu pour permettre la réalisation d'essais de démarrage permettant de s'assurer de sa conception adéquate et de ses performances, et notamment du respect des critères fonctionnels qui lui sont assignés au paragraphe 0.2.

### **0.4.2. Surveillance en exploitation**

Le système DWL doit être conçu pour permettre une surveillance en exploitation normale des caractéristiques du système nécessaires à l'accomplissement de ses missions de sûreté afin d'assurer le bon comportement de ses composants et leur disponibilité.

### **0.4.3. Essais périodiques**

Les parties classées du système DWL doivent être conçues pour permettre la réalisation d'essais périodiques conformément aux règles définies dans le chapitre IX des Règles Générales d'Exploitation.

#### **0.4.4. Maintenance**

Le système DWL doit être conçu pour permettre la mise en oeuvre d'un programme de maintenance conformément au chapitre VIII des RGE.

### **1. RÔLE DU SYSTÈME**

Le système DWL assure les fonctions opérationnelles suivantes dans les différentes conditions de fonctionnement de l'installation dans lesquelles il est sollicité :

#### **1.1. RÔLE DU SYSTÈME PENDANT L'EXPLOITATION NORMALE DE LA TRANCHE**

Le système de ventilation de la zone contrôlée des Bâtiments des Auxiliaires de Sauvegarde (DWL) a pour rôle de :

- assurer que la contamination soit reprise à la source afin d'éviter toute propagation depuis des locaux potentiellement contaminés vers des locaux potentiellement moins contaminés ;
- limiter la concentration d'aérosols et de gaz radioactifs dans les locaux,
- maintenir des conditions ambiantes dans les limites prescrites pour le fonctionnement du matériel et/ou le personnel,
- maintenir la zone contrôlée de la partie mécanique des BAS en dépression par rapport à l'extérieur.

#### **1.2. RÔLE DU SYSTÈME DANS LES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT PCC-2 À PCC-4, RCC-A, EN ACCIDENT GRAVE ET SITUATIONS AGRESSIONS**

Les rôles du système DWL sont de :

- limiter les rejets de radioactivité dans l'environnement en assurant :
  - la mise en service du confinement dynamique :  
[ ]
  - le confinement dynamique [ ] des BAS sur le long terme en cas d'accident grave,
  - l'isolement [ ] des BAS :  
[ ]
  - l'isolement [ ] préventif du soufflage [ ], requis préalablement au démarrage des pompes EVU,
  - l'isolement automatique du soufflage [ ] en cas d'accident manutention combustible dans le Bâtiment Réacteur sas ouverts en état E,
  - l'isolement [ ] du soufflage [ ] en cas d'APRP en état C et D,
- écrêter la pression [ ] en cas de brèche sur le RIS en mode RA avec  $T_{RCP} > [ ]$ ,



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.6  
PAGE : 13/29  
STANDARD

- restaurer le confinement statique [ ] après éclatement des dispositifs de mise à l'atmosphère en cas de brèche sur le RIS en mode RA avec  $T_{RCP} > [ ]$ ,
- maintenir les conditions ambiantes compatibles avec le bon fonctionnement des pompes ISMP, ISBP, EVU et de la pompe de la troisième file PTR.
- intervenir dans le confinement et la limitation d'un incendie dans les BAS et dans le BK.

## 2. BASES DE CONCEPTION

### 2.1. HYPOTHÈSES GÉNÉRALES DE FONCTIONNEMENT

Afin de s'assurer d'une bonne disponibilité du système, les files de filtration iode sont redondantes [ ] (critère de défaillance unique). En cas de défaillance d'une des deux files iode, la seconde démarre en secours par normal-secours. La mise en service [ ] d'une file de filtration iode est également possible en Accident Grave.

### 2.2. HYPOTHÈSES DE DIMENSIONNEMENT

#### 2.2.1. Contrôle de la réactivité

Sans objet.

#### 2.2.2. Evacuation de la puissance résiduelle

Sans objet.

#### 2.2.3. Confinement des substances radioactives

##### Filtres THE et pièges à iode

Les efficacités requises pour les filtres THE et les pièges à iode sont de (cf. sous-chapitres 15.3 et 19.2) :

- pour les filtres THE : [ ] vis-à-vis de l'uranine,
- pour les pièges à iode : [ ] vis-à-vis de l'iodure de méthyle.

Compte-tenu de ces efficacités requises, le dimensionnement du système DWL a été effectué avec les hypothèses suivantes :

##### - **Filtre THE**

En Accident Grave, assurer une filtration avec une efficacité d'au moins [ ] vis-à-vis de l'uranine en considérant :

- le terme source calculé en situation d'accident grave,
- un débit maximal de [ ].

- **Piège à iode**

En Accident Grave, assurer une filtration de l'iode avec une efficacité de [ ] vis-à-vis de l'iodure de méthyle en considérant :

- le terme source calculé en situation d'accident grave,
- une hygrométrie de l'air inférieure à [ ],
- une température de l'air de [ ],
- un débit maximal d'extraction de [ ].

Réchauffeurs

Les réchauffeurs des files iode du système DWL ont été dimensionnés pour maintenir une humidité relative inférieure à [ ] en amont des pièges à iode en considérant les hypothèses suivantes :

- une température maximale dans les BAS de [ ],
- une humidité relative de [ ],
- une température de l'air véhiculé de [ ],
- un débit maximal d'extraction de [ ].

Fermeture des registres et mise en service de la filtration iode

En cas d'accident de manutention combustible dans le BK, le délai de fermeture des registres DWK et de mise en service de la filtration iode [ ].

Dispositifs de mise à l'atmosphère

Afin d'écrêter la pression [ ], un dispositif de mise à l'atmosphère par BAS est installé dans chacun des BAS 1 et 4. La pression d'éclatement est de [ ].

**2.2.4. Contributions indirectes aux fonctions de sûreté**

Le système DWL contribue de manière indirecte aux trois fonctions de sûreté en maintenant une température inférieure à [ ] dans les locaux afin d'assurer le bon fonctionnement des pompes PTR, EVU et RIS en considérant les hypothèses suivantes :

- les conditions extérieures sont les conditions été : 36°C, 40% d'humidité relative,
- les ventilations principales des BAS sont à l'arrêt,
- les pompes PTR, EVU et RIS sont en fonctionnement.

**2.2.5. Contributions à la protection contre les agressions**

Sans objet.

## 2.3. AUTRES HYPOTHÈSES

### Caractéristiques de la zone contrôlée

Le conditionnement de l'air dans la zone contrôlée des BAS est assuré par le système DVL (cf. section 9.4.7). Le système DWL est uniquement en charge d'acheminer l'air conditionné par DVL vers ces locaux.

L'extraction normale [ ] des BAS est assurée par le système DWN (cf. section 9.4.1).

Les débits d'extraction des files comprenant des pièges à iode doivent être réduits afin de :

- réduire le traitement des déchets induits par le remplacement périodique des pièges à iode,
- limiter la puissance électrique due aux réchauffeurs devant être installés en amont des pièges à iode.

Un taux de renouvellement d'air [ ]

Un taux de renouvellement d'air égal à [ ]. Une pression différentielle est maintenue à [ ]

[ ] BAS sont identifiés à risque iode au début de la phase de fonctionnement en mode RA. Durant cette phase, l'accès du personnel dans ces locaux sera réglementé.

### Étanchéité

L'étanchéité requise des équipements du système DWL est caractérisée ci-dessous :

Définition de l'étanchéité des composants du système DWL

\*M3 au titre de la prévention de la contamination du milieu environnant.

\*\* Au sens de la norme EN1751.

### Registres d'isolement

Afin d'assurer :

- l'isolement [ ] des Bâtiments des Auxiliaires de Sauvegarde (BAS),
- l'isolement du soufflage [ ],

des registres redondants à fermeture rapide sont installés.

Afin d'assurer l'isolement du soufflage [ ] et l'isolement du soufflage [ ], des registres à fermeture rapide sont installés.

### Dispositifs de restauration du confinement

Afin d'assurer la restauration du confinement statique [ ] suite à l'éclatement du dispositif de mise à l'atmosphère, un dispositif de restauration du confinement est installé dans chacun des BAS 1 et 4.



#### Efficacité du préfiltre métallique

Le préfiltre métallique est utilisé dans les situations d'accidents graves. L'efficacité de ce préfiltre métallique est de [ ] pour les aérosols solides.

#### Régulation de la dépression dans les BAS

En fonctionnement normal, le système DWL participe au confinement des substances radioactives en régulant la pression [ ]. Une dépression est à assurer [ ] par rapport à la pression atmosphérique.

### **3. DESCRIPTION - FONCTIONNEMENT**

#### **3.1. DESCRIPTION**

##### **3.1.1. Description générale du système**

Le schéma de principe du système DWL est donné en figure 9.4.6 FIG 1.

Le système DWL est composé de quatre réseaux, chacun assigné à la partie mécanique d'une division du BAS et d'un circuit d'extraction iode utilisé en cas d'accident. Chaque partie est décrite ci-dessous :

- Chaque réseau assigné à la partie mécanique d'une division du BAS est composé d'un ensemble de gaines de soufflage connecté au réseau de soufflage du système DVL et d'un ensemble de gaines d'extraction connecté :
  - d'une part, aux files d'extraction du système DWN situées dans le Bâtiment des Auxiliaires Nucléaires,
  - et d'autre part, aux files d'extraction iode du système DWL utilisées en cas d'accident, situées dans le Bâtiment Combustible. Les gaines d'extraction DWK [ ] sont connectées en amont de ces files.
- Le dispositif de filtration iode situé dans le BK est composé de [ ] connectées en parallèle avec un débit unitaire de [ ] Chaque file, installée dans un local distinct, est composée :
  - d'un réchauffeur électrique,
  - de deux registres d'isolement manuels : le premier à l'admission, l'autre en sortie de chaque file,
  - d'un pré-filtre,
  - d'une unité de filtration THE,
  - d'un piège à iode,
  - d'un ventilateur.

Un pré-filtre non radiosensible commun aux deux files iode. Ce préfiltre est ligné en cas d'AG. Hors situation Accident Grave, le préfiltre est by-passé.

- Le système DWL est équipé de dispositifs de mise à l'atmosphère et de dispositifs de restauration du confinement situés dans les locaux RIS des divisions 1 et 4 des BAS.

- Le système DWL est équipé d'unités locales de refroidissement [ ].
- Le système DWL est équipé de clapets coupe-feu intervenant dans le confinement et la limitation d'un incendie dans les BAS et dans le BK.

### 3.1.2. Description des matériels principaux

Le système DWL est constitué des matériels principaux suivants :

#### Files de filtration iode

- Préfiltre non radiosensible

Le préfiltre non radiosensible dans le BK commun aux deux files iode du système DWL est prévu pour assurer un pré filtrage en cas d'AG et ainsi permettre l'accessibilité long terme des équipements de DWL.

- Réchauffeurs électriques de piège à iode

Les réchauffeurs de piège à iode sont situés en amont des pièges à iode afin de limiter l'humidité relative à [ ].

Pour ce faire la puissance de chauffage est régulée en fonction d'une mesure de température en aval du réchauffeur.

La puissance de chauffage nominale de ces réchauffeurs est de [ ].

- Filtres THE

Les filtres THE des files iode sont classés de sûreté et possèdent une efficacité minimum définie au paragraphe 2.2.3.

- Piège à iode

Ils possèdent une efficacité minimale définie au paragraphe 2.2.3.2.

Le débit nominal est de [ ].

- Ventilateurs

Le débit nominal du ventilateur est de [ ].

La puissance du ventilateur est de [ ].

#### Dispositifs de mise à l'atmosphère

Les dispositifs de mise à l'atmosphère du système DWL disposent d'une étanchéité normale : [ ] de section de passage, sous [ ], et sous une différence de pression de [ ]. La pression d'éclatement est de [ ].

#### Dispositifs de restauration du confinement

La fermeture de ces dispositifs de restauration du confinement est réalisée [ ] après éclatement des dispositifs de mise à l'atmosphère.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.6  
PAGE : 18/29  
STANDARD

### Unités locales de refroidissement

Les unités locales de refroidissement du système DWL sont requises en tant que support de la pompe de la 3<sup>ème</sup> file PTR, des pompes principales EVU et des pompes ISMP et ISBP. Elles permettent d'assurer une température compatible avec le bon fonctionnement des équipements classés de sûreté nécessaire à l'utilisation des ces pompes.

Ces unités locales de refroidissement sont refroidies par l'eau glacée fournie par le système secouru de production d'eau glacée (DEL) :

- dans les divisions 2 et 3 : les deux groupes frigorifiques sont refroidis par l'eau du RRI,
- dans les divisions 1 et 4 : les deux groupes frigorifiques sont refroidis à l'air.

### 3.1.3. Description des dispositions d'installations principales

Les deux files d'extraction iode du système DWL sont situées dans le BK [ ], dans des locaux différents et des secteurs de feu de sûreté différents, ce qui assure la non-propagation d'un incendie ou d'une inondation. Elles sont rattachées à deux divisions électriques indépendantes séparées géographiquement (division 1 et division 4).

## 3.2. FONCTIONNEMENT

### 3.2.1. Fonctionnement en régime normal de la tranche

#### 3.2.1.1. Fonctionnement du système DWL tranche en puissance

Les quatre circuits de soufflage et d'extraction d'air pour les quatre divisions sont en service.

Le système DVL fournit en permanence un débit au réseau de soufflage du système DWL.

Le système DWN extrait un débit [ ] des BAS.

Les ventilateurs d'extraction des files iode du système DWL sont à l'arrêt.

Une dépression d'environ [ ] par rapport à l'extérieur est maintenue [ ] des BAS.

#### 3.2.1.2. Fonctionnement du système DWL en état C (AN/RIS-RA)

##### - Fonctionnement du système DWL [ ]

Lorsque le système RIS fonctionne en mode RA avec  $T_{RCP}$  comprise entre [ ], la ventilation normale des locaux RIS (des divisions 1 et 4 uniquement) est isolée. Le reste du BAS est ventilé normalement par les systèmes DVL/DWN.

##### - Fonctionnement du système DWL [ ]

Lorsque le système RIS fonctionne en mode RA avec  $T_{RCP}$  inférieure à [ ], la ventilation normale [ ] est reprise par les systèmes DVL/DWN.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.6  
PAGE : 19/29  
STANDARD

### 3.2.1.3. Fonctionnement du système DWL tranche à l'arrêt hors état C

La configuration du système est la même qu'en fonctionnement normal.

Si des opérations de maintenance réalisées sur des matériels ou des systèmes génèrent un risque de dégagement retardé d'iode, le système d'extraction des divisions peut être ligné de manière préventive en mode de filtration d'iode en réglant convenablement les registres d'extraction du système DWN.

Dans les deux cas, le débit nominal de soufflage est assuré par le système DVL.

Par ailleurs, l'extraction DWL [ ] est isolée de façon [ ] préalablement à l'ouverture du sas.

### 3.2.2. Fonctionnement en régime permanent du système

#### 3.2.2.1. Fonctionnement du système RIS dans les BAS en cas d'APRP

Dans ces cas, une fuite du système RIS peut entraîner un niveau d'activité iode incompatible avec l'extraction via les files de filtration iode du système DWN. Préventivement, le soufflage d'air (DVL) et l'extraction (DWN) des BAS sont isolés.

L'extraction est alors réalisée via les files de filtration iode du système DWL.

Les unités locales de refroidissement [ ] sont démarrées sur signal d'IS. Les unités [ ] continuent de fonctionner de façon automatique.

#### 3.2.2.2. Fonctionnement du RIS en mode RA

- Brèche du RIS en mode RA, [ ]

[ ] des divisions 1 et 4 sont isolés préventivement.

Un dispositif de mise à l'atmosphère s'ouvre en cas de montée en pression trop importante [ ].

Quand la surpression a été évacuée, que l'exutoire est refermé [ ] après et que les conditions d'ambiance du local sont compatibles avec le fonctionnement des files de filtration iode, le confinement dynamique des locaux RIS par DWL peut être repris.

- Brèche du RIS en mode RA, [ ]

En cas de détection de fuite sur le RIS (haut niveau puisard RIS), le soufflage est isolé et l'extraction est automatiquement basculée sur une file de filtration iode DWL.

#### 3.2.2.3. Purge des locaux BAS (une seule division concernée à la fois)

Suite à une fuite sur le système RIS dans une division, l'air doit être purifié dans cette division avant d'effectuer les réparations (dans ce cas, le système RIS de cette division est arrêté).

A long terme, lors de la phase de purge de la division concernée par la fuite, les débits de soufflage et d'extraction des trois divisions des BAS non purgées sont diminués, tandis que les débits de soufflage et d'extraction de la division du BAS purgée sont augmentés, une seule division est alimentée en air par le système DVL. L'air est extrait via les pièges à iode du système DWN.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.6  
PAGE : 20/29  
STANDARD

Après la phase de purge, l'extraction de la division concernée est basculée sur l'extraction normale DWN.

#### **3.2.2.4. Fonctionnement du système EVU en cas d'accident grave**

Dans ce cas, tous [ ] sont confinés et isolés [ ] en fermant les registres situés au soufflage de chaque local préventivement avant le démarrage de la pompe EVU. L'extraction est automatiquement basculée sur une file de filtration iode DWL.

Les unités locales de refroidissement [ ] continuent de fonctionner de façon automatique.

#### **3.2.2.5. Accident de manutention combustible dans le BK**

En cas d'accident de manutention combustible dans le BK, le soufflage et l'extraction [ ] du BK sont isolés. Le confinement dynamique du hall piscine du BK est assuré par les files accidentelles de filtration iode du système DWL.

#### **3.2.2.6. Accident de manutention combustible dans le BR**

Ces conditions ne modifient pas la ventilation des BAS. Le confinement [ ] est assuré par :

- la fermeture automatique du soufflage DWL du [ ] sur détection d'activité,
- la fermeture [ ] préventive de l'extraction DWL [ ], préalablement à l'ouverture du sas.

#### **3.2.2.7. Perte de source froide d'ultime secours (LUHS)**

En situation de LUHS, le système d'eau glacée classé DEL assure la fonction de refroidissement uniquement pour les divisions 1 et 4, les groupes frigorifiques refroidis par l'eau du RRI des divisions 2 et 3 étant perdus.

#### **3.2.2.8. Manque de tension externe (MDTE)**

En cas de MDTE, les registres d'isolement des BAS, d'isolement du soufflage [ ] sont secourus par les générateurs diesel principaux.

Les registres de commutation vers les zones à confiner et les deux files d'extraction iode sont alimentés par des tableaux secourus dédiés à l'îlot nucléaire de la manière suivante : une file sur un tableau de la division 1 et une file sur un tableau de la division 4.

Les unités locales de climatisation sont également secourues.

Les fonctions définies dans paragraphe 3.2.1 ne sont pas modifiées par ces transitoires.

#### **3.2.2.9. Manque de tension généralisé (MDTG)**

En cas de MDTG, un confinement statique [ ] est réalisé : les registres d'isolement concernés disposent d'une position de sécurité fermée sur manque de tension de puissance.

Les registres de commutation vers les zones à confiner et les deux files d'extraction iode sont secourus par les générateurs diesels SBO.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.6  
PAGE : 21/29  
STANDARD

Les unités locales de climatisation sont secourues par les générateurs diesels SBO.

#### **3.2.2.10. Perte totale des alimentations électriques (PTAE)**

Suite à la perte totale des alimentations électriques (PTAE), un confinement statique [ ] est réalisé : les registres d'isolement concernés disposent d'une position de sécurité fermée sur manque de tension de puissance.

Après récupération d'une source électrique, [ ] est confinée dynamiquement par l'extraction iode du système DWL.

#### **3.2.2.11. Accident grave ayant pour initiateur un APRP**

Pour ce type d'accident grave, le signal d'isolement enceinte phase 1 engage les mêmes actions que pour l'accident PCC du paragraphe 3.2.2.1. Ces actions sont réalisées avant le passage en accident grave.

En cas d'AG, le lignage du préfiltre non radiosensible (fermeture du registre [ II ] et ouverture du registre [ I ] ) est réalisé.

#### **3.2.2.12. Fonctionnement long terme du système DWL en cas d'accident grave**

Afin d'assurer la fonction de confinement dynamique sur le long terme en cas d'accident grave, des actions de conduite long terme sur le système DWL sont à prévoir pour intervenir sur une file de filtration défaillante. Cela nécessite d'isoler la première file pour qu'elle fasse l'objet d'opérations de maintenance et de réparations et donc de basculer la filtration iode sur la deuxième file.

### **3.2.3. Fonctionnement en régime transitoire**

#### Incendie dans un piège à iode

En cas de détection d'incendie [ ] dans le BK, la file de filtration iode est isolée par des clapets coupe-feu. La file iode concernée s'arrête alors automatiquement, la seconde file iode est démarrée. L'aspersion JPI du piège à iode isolé est enclenchée [ ].

## **4. ANALYSE DE SÛRETÉ**

### **4.1. CONFORMITÉ À LA RÉGLEMENTATION**

Le système est conforme à la réglementation générale en vigueur (voir sous-chapitre 1.7) et ne fait pas l'objet de dérogations particulières.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4

SECTION : 9.4.6

PAGE : 22/29

STANDARD

## **4.2. RESPECT DES CRITÈRES FONCTIONNELS**

### **4.2.1. Contrôle de la réactivité**

Sans objet.

### **4.2.2. Evacuation de la puissance résiduelle**

Sans objet.

### **4.2.3. Confinement des substances radioactives**

Les études de transitoires incidentels/accidentels des sous-chapitres 15.3 et 19.2 faisant intervenir les fonctions de limitation des conséquences radiologiques du système DWL correspondant aux critères énoncés au paragraphe 0.2.3 sont réalisées en considérant, des valeurs cohérentes avec les hypothèses de dimensionnement énoncées au paragraphe 2.2 (cf. sous-chapitres 15.3, 19.1 et 19.2) :

- les efficacités des systèmes de filtration du système DWL (filtres THE et pièges à iode),
- la fermeture des registres d'isolement des BAS, des registres d'isolement du soufflage [ ], des registres d'isolement [ ] et des registres d'isolement du soufflage [ ],
- la fermeture des dispositifs de restauration du confinement.

Ces éléments permettent d'assurer le respect des critères fonctionnels énoncés au paragraphe 0.2.

### **4.2.4. Contribution indirecte à l'accomplissement des fonctions de sûreté**

Les cibles de température [ ] assurées par le système DWL énoncées au paragraphe 2.2 sont cohérentes avec les requis de la pompe de la 3<sup>ème</sup> file PTR, des pompes principales EVU et des pompes ISMP et ISBP présentes [ ] des BAS.

Les cibles de températures du système DWL énoncées au paragraphe 2.2 sont cohérentes avec les hypothèses considérées pour définir les critères d'essais définis aux paragraphes 4.4.1 et 4.4.3.

Ces éléments permettent d'assurer le respect des critères fonctionnels énoncés au paragraphe 0.2.

### **4.2.5. Contribution spécifiques à la protection contre les agressions**

Les études d'agressions du sous-chapitre 3.4 relatives à l'incendie faisant intervenir les fonctions du système DWL sont réalisées en considérant la mise en place de clapets coupe-feu en limite de SFS dans la zone contrôlée des Bâtiments des Auxiliaires de Sauvegarde et dans le BK, afin d'assurer le respect du critère fonctionnel énoncé au paragraphe 0.2.5 pour la protection de l'installation contre l'incendie.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.6  
PAGE : 23/29  
STANDARD

Pour chaque étude d'agression concernée, ces études montrent que le dimensionnement de ces fonctions est tel qu'il permet de respecter leur critère d'acceptabilité.

Ces éléments permettent d'assurer le respect des critères fonctionnels énoncés au paragraphe 0.2.

### **4.3. CONFORMITÉ AUX EXIGENCES DE CONCEPTION**

#### **4.3.1. Exigences issues du classement de sûreté**

##### **4.3.1.1. Classement de sûreté**

Le système DWL est concerné par une exception aux règles de classement. Le classement des équipements du système DWL jouant un rôle vis-à-vis de la sûreté sont présentés dans la section 3.2.2.

##### **4.3.1.2. Critères de défaillance unique (active ou passive)**

###### **- Défaillance unique active**

La conception du système DWL est conforme à l'exigence de robustesse au critère de défaillance unique active énoncée au paragraphe 0.3, notamment sur les points suivants :

- La filtration iode est composée de deux files [ ]. Ces files sont alimentées par deux trains électriques différents.;
- Les registres d'isolement des BAS sont redondants et alimentés par deux trains électriques différents.
- Les registres d'isolement [ ] sont redondants et alimentés par deux trains électriques différents.

###### **- Défaillance unique passive**

Le système DWL n'est pas concerné par la défaillance unique passive.

###### **- Défaillance aléatoire**

La conception du système DWL est conforme à l'exigence de robustesse à la défaillance aléatoire énoncée au paragraphe 0.3. Les clapets coupe-feu sont doublés lorsqu'ils se trouvent entre deux secteurs de feu de sûreté.

##### **4.3.1.3. Alimentation électrique de secours**

La conception du système DWL est conforme à l'exigence de secours électrique énoncée au paragraphe 0.3, notamment sur les points suivants :

###### **- Manque de Tension Externe (MDTE)**

Les registres d'isolement des BAS, d'isolement [ ] sont secourus par les générateurs diesel principaux.

Les matériels installés dans le BK : les registres de commutation vers les zones à confiner et les deux files d'extraction iode sont alimentés par des tableaux secourus dédiés à l'îlot



nucléaire de la manière suivante : une file sur un tableau de la division 1 et une file sur un tableau de la division 4.

Les unités locales de climatisation sont également secourues.

- Manque De Tension Généralisé (MDTG)

Les composants du système DWL suivants peuvent être alimentés par les générateurs diesels SBO :

- les unités locales de refroidissement [ ]
- les files d'extraction d'iode,
- les registres d'isolement de l'extraction des BAS,
- les registres d'isolement de l'extraction du hall piscine BK.

#### **4.3.1.4. Séparation physique / géographique**

La conception du système DWL est conforme à l'exigence de séparation physique/géographique. En effet, les files de filtration iode du système DWL sont géographiquement séparées compte-tenu de leur classement F1B.

#### **4.3.1.5. Qualification aux conditions accidentelles**

Les équipements du système DWL relevant d'une qualification aux conditions accidentelles sont présentés dans la section 3.7.1.1.2.

#### **4.3.1.6. Classement ESPN, mécanique, électrique, contrôle-commande et sismique**

La conformité des classements mécanique, électrique, contrôle-commande et sismique des équipement du système DWL jouant un rôle vis-à-vis de la sûreté aux exigences énoncées au paragraphe 0.3 est détaillée dans la section 3.2.2.

### **4.3.2. Exigences réglementaires**

#### **4.3.2.1. Textes réglementaires**

La conformité aux textes réglementaires est portée de manière générale par la section 1.7.1 du Rapport de Sûreté.

##### **4.3.2.1.1. Textes officiels**

Sans objet.

##### **4.3.2.1.2. Prescriptions techniques**

La conformité aux prescriptions techniques applicables au système DWL, listées dans le paragraphe 0.3.2, est assurée par le dimensionnement du système DWL aux conditions extérieures (cf. paragraphe 2.2.4).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.6  
PAGE : 25/29  
STANDARD

La conformité du système DWL aux décisions n°2012–DC-0283 du 26 juin 2012 et n°2014–DC-0403 du 21 janvier 2014 est démontrée dans le chapitre 21.

**4.3.2.1.3. Réglementations internationales**

Sans objet.

**4.3.2.2. Textes Para-réglementaires**

La conformité aux textes para-réglementaires est portée de manière générale par la section 1.7.1 du Rapport de Sûreté.

**4.3.2.2.1. Règles fondamentales de sûreté**

Sans objet.

**4.3.2.2.2. Directives techniques**

La conformité aux directives techniques spécifiquement applicables au système DWL, listées dans le paragraphe 0.3.2, est assurée par :

- A.1.3 : L'adéquation de la capacité de confinement des fuites de l'enceinte et des tuyauteries susceptibles de transporter des substances radioactives à l'extérieur de l'enceinte dans les BAS est présentée au paragraphe 4.2.3.
- B.1.4.1 :
  - L'adéquation des moyens permettant de restaurer l'étanchéité du BAS à la suite d'une brèche du système d'injection de sécurité et d'évacuation de la puissance résiduelle à l'extérieur du confinement est présentée au paragraphe 4.2.3.
  - Les dispositions mises en place pour assurer le confinement dynamique des bâtiments périphériques sont présentées au paragraphe 2.3 et dans les sections 9.4.1, 9.4.2 et 9.4.5.
- G.4 :
  - La conception des dispositifs spécifiques de confinement statique et dynamique des bâtiments périphériques est justifiée au paragraphe 4.2.3.
  - Les méthodes de définition des conditions atmosphériques de base et extrêmes sont définies au sous-chapitre 3.3 et sont rappelées dans le paragraphe 2.2.4 de ce chapitre.

**4.3.2.3. Textes EPR spécifiques**

Sans objet.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4  
SECTION : 9.4.6  
PAGE : 26/29  
STANDARD

### **4.3.3. Agression**

#### **4.3.3.1. Agression internes**

La démonstration de la robustesse de l'installation aux agressions internes relève du sous-chapitre 3.4.

#### **4.3.3.2. Agression externes**

La démonstration de la robustesse de l'installation aux agressions internes relève du sous-chapitre 3.3.

### **4.3.4. Diversification**

Sans objet.

### **4.3.5. Radioprotection**

De façon générale, les dispositions de conception de l'installation prises pour limiter l'exposition du personnel au rayonnement et à la contamination due aux produits de fission et de corrosion activés relèvent du chapitre 12.

La conception du système DWL contribue au respect de cet objectif en acheminant l'air fourni par le système DVL (cf. section 9.4.7), notamment sur les points suivants :

- le sens de circulation de l'air, du local moins contaminable vers le local le plus contaminable (voir paragraphe 2.3),
- le taux de renouvellement d'air pour [ ] (voir paragraphe 2.3).

### **4.3.6. Fonctionnement, maintenance et accessibilité long terme**

Les équipements du système DWL nécessaires au maintien de la centrale en état sûr dans la gestion long terme après un accident [ ]

Les analyses relatives à l'accessibilité pour maintenance à long terme en phase post-accidentelle sont présentées au sous-chapitre 12.5.

Ce chapitre identifie les principaux composants du système DWL faisant l'objet d'un requis d'accessibilité à long terme en phase post-accidentelle et indique les conditions d'accessibilité associées permettant de respecter la dose maximale que peut recevoir un intervenant au cours de sa mission.

### **4.3.7. Système tel que réalisé**

A ce stade de la fabrication, de l'installation et du déroulement des essais, aucun écart n'impacte les requis de sûreté spécifiés dans le Rapport de Sûreté.

## **4.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE**

### **4.4.1. Essais de démarrage**

Le système DWL fait l'objet d'un programme d'essais de démarrage conformément aux modalités présentées au chapitre 14 permettant notamment de vérifier le respect des critères suivants :

- l'efficacité des filtres THE des files iode,
- l'efficacité des pièges à iode des files iode,
- la puissance électrique des réchauffeurs des files iode,
- le contrôle de la manoeuvrabilité à la fermeture :  
[ ]
- le délai d'isolement et de mise en place de la filtration iode du hall piscine du BK [ ],
- le maintien en dépression dans les BAS.

La vérification du maintien des température dans les locaux des pompes PTR, EVU et RIS n'étant pas possible de façon directe du fait que les conditions d'essais diffèrent des conditions de fonctionnement incidentelles/accidentelles dans lesquelles doivent être satisfaites, leur vérification doit être faite de façon transposée et indirecte, les valeurs quantifiées sont présentées dans la note en référence [1]:

- vérification des puissances froides requises de chaque local ventilé par les unités locales de refroidissement,
- vérification des débits d'air de chaque local ventilé par les unités locales de refroidissement.

Les puissances froides qui découlent des critères transposés cités ci-dessus correspondent pour chacun des unités locales de refroidissement aux valeurs suivantes :

### **4.4.2. Surveillance en exploitation**

Les fonctions du système DWL suivantes sont surveillées en exploitation normale par des dispositifs de surveillance en continu par la remontée d'alarme en salle de commande :

[ ]

### **4.4.3. Essais périodiques**

Les parties classées du système DWL font l'objet d'essais périodiques conformément au chapitre IX des Règles Générales d'Exploitation permettant notamment de vérifier les critères suivants :

- l'efficacité des filtres THE,
- l'efficacité des pièges à iode,
- la puissance électrique des réchauffeurs des files iode,
- le contrôle de la manoeuvrabilité à la fermeture :

[ ]

- le délai d'isolement et de mise en place de la filtration iode du hall piscine du BK [ ],
- le maintien en dépression dans les BAS,
- l'enclenchement des ventilateurs des unités locales de refroidissement.

#### **4.4.4. Maintenance**

Le système DWL fait l'objet d'un programme de maintenance conformément au chapitre VIII des RGE.

## **5. SCHÉMA DE PRINCIPE**

Le schéma de principe du système DWL est présenté en figure 9.4.6 FIG 1.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4

SECTION : 9.4.6

PAGE : 29/29

STANDARD

**LISTE DES RÉFÉRENCES**

- [1] Définition des critères transposés du système DWL associés au conditionnement thermique [ ] des Bâtiments des Auxiliaires de Sauvegarde (FA3-ESY-2016-FR-0140)



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.4

SECTION : 9.4.6

FIGURE : 1

PAGE : 1/1

STANDARD

9.4.6 FIG 1 : [ ]



## **SOMMAIRE CHAPITRE 9.5**

### **9.5 - AUTRES SYSTÈMES AUXILIAIRES**

**9.5.1 - SYSTÈME ET ÉQUIPEMENTS DE PROTECTION INCENDIE**

**9.5.2 - GROUPES ÉLECTROGÈNES DIESELS**

**9.5.3 - SYSTÈMES D'AIR COMPRIMÉ**

**9.5.4 - SYSTÈMES DE COMMUNICATION**

**9.5.5 - ÉCLAIRAGE**

**9.5.6 - STOCKAGE ET DISTRIBUTION DES GAZ H<sub>2</sub>, O<sub>2</sub>, N<sub>2</sub> ET AR**

**9.5.7 - SYSTÈMES DE SURVEILLANCE ET DE DÉTECTION**





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOMMAIRE  
SOUS-CHAP : 9.5.1

**SOMMAIRE SOUS CHAPITRE 9.5.1**

**9.5.1 - SYSTÈME ET ÉQUIPEMENTS DE PROTECTION INCENDIE**

**9.5.1.1 - DÉTECTION INCENDIE**

**9.5.1.2 - SYSTÈMES DE LUTTE CONTRE L'INCENDIE**

**9.5.1.3 - SYSTÈME DE CONTROLE DES FUMÉES**

**9.5.1.4 - PROTECTION INCENDIE DANS LES SYSTÈMES DE VENTILATION**



## SOMMAIRE

<b>9.5.1.4.PROTECTION INCENDIE DANS LES SYSTÈMES DE VENTILATION .....</b>	<b>3</b>
<b>1. CONFINEMENT DE L'INCENDIE .....</b>	<b>3</b>
<b>2. LIMITATION DU DÉVELOPPEMENT DE L'INCENDIE.....</b>	<b>3</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.5

SECTION : 9.5.1.4

PAGE : 2/3

STANDARD



## **9.5.1.4.PROTECTION INCENDIE DANS LES SYSTÈMES DE VENTILATION**

Les systèmes de ventilation permettent notamment le confinement de l'incendie et la limitation du développement de l'incendie (voir ETC-F dans la section 1.6.2).

### **1. CONFINEMENT DE L'INCENDIE**

Les systèmes de ventilation respectent les dispositions de confinement pour l'incendie.

Cet objectif est atteint de la façon suivante :

- D'une manière générale, les installations de ventilation appartenant à un secteur de feu donné sont équipées de clapets coupe-feu ou de gaines coupe-feu aux entrées et sorties d'air. Le secteur peut donc être complètement isolé en cas d'incendie en fermant ces clapets automatiquement sur signal de détection ou par le fusible thermique.
- Si une gaine de ventilation traverse un secteur de feu différent ou affecté à une autre division, elle est protégée contre l'incendie.
- La prise en compte de la défaillance aléatoire : doublement des clapets coupe-feu entre deux secteurs de feu de sûreté. Si le doublement n'est pas possible (difficulté d'installation), des dispositions palliatives seront prises (sprinklers par exemple).

### **2. LIMITATION DU DÉVELOPPEMENT DE L'INCENDIE**

Les dispositions suivantes permettent de limiter le développement de l'incendie :

- En général, en cas d'incendie, les systèmes de ventilation doivent être arrêtés ou isolés du secteur en feu.
- En particulier, en cas d'incendie dans un piège à iode, une alarme est transmise à la salle de commande principale et les clapets coupe-feu de la file iode concernée sont automatiquement isolés. La file d'extraction correspondante est arrêtée automatiquement, entraînant la mise en service de la seconde file iode. Enfin, les pièges à iode sont équipés d'un dispositif d'extinction interne fixe par aspersion d'eau, en provenance du système JPI.



## SOMMAIRE

<b>9.5.4.SYSTÈMES DE COMMUNICATION .....</b>	<b>3</b>
<b>0. EXIGENCES DE SÛRETÉ.....</b>	<b>3</b>
<b>0.1. FONCTIONS DE SÛRETÉ .....</b>	<b>3</b>
0.1.1. CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....	3
0.1.2. ÉVALUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	3
0.1.3. CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES.....	3
0.1.4. CONTRIBUTIONS INDIRECTES AUX FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	3
0.1.5. CONTRIBUTIONS SPÉCIFIQUES À LA PROTECTION CONTRE LES	
<b>AGRESSIONS .....</b>	<b>3</b>
0.1.6. CONTRIBUTIONS À L'ÉLIMINATION PRATIQUE.....	3
<b>0.2. CRITÈRES FONCTIONNELS.....</b>	<b>3</b>
<b>0.3. EXIGENCES RELATIVES À LA CONCEPTION .....</b>	<b>4</b>
0.3.1. EXIGENCES ISSUES DU CLASSEMENT DE SÛRETÉ .....	4
0.3.2. EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES .....	4
0.3.3. AGRESSIONS .....	5
0.3.4. DIVERSIFICATION.....	5
0.3.5. RADIOPROTECTION .....	6
0.3.6. EXIGENCES LIÉES AU FONCTIONNEMENT, À LA MAINTENANCE ET	
<b>À L'ACCESSIBILITÉ LONG TERME.....</b>	<b>6</b>
<b>0.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE.....</b>	<b>6</b>
0.4.1. ESSAIS DE DÉMARRAGE .....	6
0.4.2. SURVEILLANCE EN EXPLOITATION .....	6
0.4.3. ESSAIS PÉRIODIQUES .....	6
0.4.4. MAINTENANCE.....	6
<b>1. RÔLE DU SYSTÈME.....</b>	<b>6</b>
1.1. RÔLE DU SYSTEME PENDANT L'EXPLOITATION NORMALE DE LA	
<b>TRANCHE.....</b>	<b>7</b>
1.2. RÔLE DU SYSTEME DANS LES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT PCC-2	
<b>À PCC-4, RRC-A, EN ACCIDENT GRAVE ET SITUATIONS AGRESSIONS .....</b>	<b>7</b>
<b>2. BASES DE CONCEPTION .....</b>	<b>7</b>
2.1. HYPOTHÈSES GÉNÉRALES DE FONCTIONNEMENT.....	7
2.2. HYPOTHÈSES DE DIMENSIONNEMENT .....	7
2.3. AUTRES HYPOTHÈSES.....	7



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.5  
SECTION : 9.5.4  
PAGE : 2/13  
FLAMANVILLE

<b>3. DESCRIPTION – FONCTIONNEMENT .....</b>	<b>8</b>
<b>3.1. DESCRIPTION .....</b>	<b>8</b>
<b>3.1.1. DESCRIPTION GÉNÉRALE DU SYSTÈME .....</b>	<b>8</b>
<b>3.1.2. [ ] .....</b>	<b>8</b>
<b>3.1.3. DESCRIPTION DES DISPOSITIONS D’INSTALLATIONS PRINCIPALES .</b>	<b>8</b>
<b>3.2. FONCTIONNEMENT .....</b>	<b>9</b>
<b>3.2.1. FONCTIONNEMENT EN RÉGIME NORMAL DE LA TRANCHE .....</b>	<b>9</b>
<b>3.2.2. FONCTIONNEMENT EN RÉGIME PERMANENT DU SYSTÈME .....</b>	<b>9</b>
<b>3.2.3. FONCTIONNEMENT EN RÉGIME TRANSITOIRE .....</b>	<b>9</b>
<b>4. ANALYSE DE SÛRETÉ.....</b>	<b>9</b>
<b>4.1. CONFORMITÉ À LA REGLEMENTATION .....</b>	<b>9</b>
<b>4.2. RESPECT DES CRITERES FONCTIONNELS .....</b>	<b>9</b>
<b>4.3. CONFORMITE AUX EXIGENCES DE CONCEPTION.....</b>	<b>9</b>
<b>4.3.1. EXIGENCES ISSUES DU CLASSEMENT DE SÛRETÉ .....</b>	<b>9</b>
<b>4.3.2. EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES .....</b>	<b>11</b>
<b>4.3.3. AGRESSIONS.....</b>	<b>12</b>
<b>4.3.4. DIVERSIFICATION.....</b>	<b>12</b>
<b>4.3.5. RADIOPROTECTION .....</b>	<b>12</b>
<b>4.3.6. FONCTIONNEMENT, MAINTENANCE ET ACCESSIBILITÉ LONG</b>	
<b>TERME.....</b>	<b>12</b>
<b>4.3.7. SYSTÈME TEL QUE RÉALISÉ.....</b>	<b>12</b>
<b>4.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE.....</b>	<b>13</b>
<b>4.4.1. ESSAIS DE DÉMARRAGE .....</b>	<b>13</b>
<b>4.4.2. SURVEILLANCE EN EXPLOITATION .....</b>	<b>13</b>
<b>4.4.3. ESSAIS PÉRIODIQUES .....</b>	<b>13</b>
<b>4.4.4. MAINTENANCE.....</b>	<b>13</b>
<b>5. SCHÉMA DE PRINCIPE.....</b>	<b>13</b>



## **9.5.4.SYSTÈMES DE COMMUNICATION**

### **0. EXIGENCES DE SÛRETÉ**

#### **0.1. FONCTIONS DE SÛRETÉ**

##### **0.1.1. Contrôle de la réactivité**

Le système DTV ne contribue pas directement au contrôle de la réactivité.

##### **0.1.2. Évaluation de la puissance résiduelle**

Le système DTV ne contribue pas directement à l'évacuation de la puissance résiduelle.

##### **0.1.3. Confinement des substances radioactives**

Le système DTV ne contribue pas directement au confinement des substances radioactives.

##### **0.1.4. Contributions indirectes aux fonctions de sûreté**

Sans objet.

##### **0.1.5. Contributions spécifiques à la protection contre les agressions**

Le système DTV ne contribue pas spécifiquement à la protection contre les agressions.

##### **0.1.6. Contributions à l'élimination pratique**

Le système DTV ne contribue pas directement à l'élimination pratique.

#### **0.2. CRITÈRES FONCTIONNELS**

Le système ne contribue pas à l'accomplissement des fonctions de sûreté, il n'a donc pas de critères fonctionnels particuliers à assurer au titre de la sûreté.

## **0.3. EXIGENCES RELATIVES À LA CONCEPTION**

### **0.3.1. Exigences issues du classement de sûreté**

#### **0.3.1.1. Classements de sûreté**

Le système DTV ne possède pas de classement de sûreté fonctionnel.

#### **0.3.1.2. Critère de défaillance unique (active et passive)**

Le système DTV n'est pas redevable de l'application du critère de défaillance unique.

#### **0.3.1.3. Alimentation électrique de secours**

Compte tenu du fait que le système DTV ne possède pas de classement de sûreté fonctionnel, il ne fait pas l'objet d'une exigence d'alimentation électrique secourue au titre de la sûreté.

Cependant, un requis de disponibilité fonctionnel en cas d'accident impose de diversifier ses sources d'alimentation sur des sources secourues.

#### **0.3.1.4. SÉPARATION PHYSIQUE / GÉOGRAPHIQUE**

Compte tenu du fait que le système DTV ne possède pas de classement de sûreté fonctionnel, il ne fait pas l'objet d'une exigence de séparation physique/géographique.

#### **0.3.1.5. Qualification aux conditions accidentelles**

Les équipements du système DTV ne possèdent pas de classement de sûreté fonctionnel, ils ne font donc pas l'objet d'une exigence de qualification aux conditions accidentelles.

#### **0.3.1.6. Classement ESPN, mécanique, électrique, Contrôle-Commande et sismique**

Les équipements du système DTV redevables d'un classement mécanique, électrique, contrôle-commande et sismique doivent être classés conformément aux règles de classement présentées dans le paragraphe 3.2.1.

Le système DTV n'est pas concerné par le classement ESPN car il ne comporte pas d'équipements sous pression.

### **0.3.2. Exigences réglementaires**

#### **0.3.2.1. Textes réglementaires**

Parmi l'ensemble des exigences issues des textes réglementaires présentés dans la section 1.7.0 du Rapport De Sûreté, aucune exigence réglementaire n'est spécifiquement applicable au système DTV.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.5  
SECTION : 9.5.4  
PAGE : 5/13  
FLAMANVILLE

**0.3.2.1.1. Textes officiels**

Le système DTV n'est pas concerné spécifiquement par un texte officiel.

**0.3.2.1.2. Prescriptions techniques**

Le système DTV appartient au noyau dur Fukushima (cf. chapitre 21). A ce titre, il doit respecter la décision n°2012-DC-0283 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012 et décision n°2014-DC-0403 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 21 janvier 2014 (voir sous-chapitre 1.7).

**0.3.2.1.3. Réglementations internationales**

Le système DTV n'est pas concerné par une réglementation internationale spécifique.

**0.3.2.2. Textes para-réglementaires**

**0.3.2.2.1. Règles fondamentales de sûreté**

Le système DTV n'est pas concerné par une règle fondamentale de sûreté spécifique.

**0.3.2.2.2. Directives techniques**

Le système DTV n'est pas concerné par une directive technique spécifique.

**0.3.2.3. Textes EPR spécifiques**

Le système DTV n'est pas concerné par un texte EPR spécifique.

**0.3.3. Agressions**

**0.3.3.1. Agressions internes**

Les fonctions du système DTV doivent être protégées vis-à-vis des conséquences des agressions internes si leur perte remet en cause l'atteinte des objectifs de sûreté du sous-chapitre 3.4.

**0.3.3.2. Agressions externes**

Les fonctions du système DTV doivent être protégées vis-à-vis des conséquences des agressions externes si leur perte remet en cause l'atteinte des objectifs de sûreté du sous-chapitre 3.3.

**0.3.4. Diversification**

Le système DTV ne possède pas de classement de sûreté fonctionnel, il ne fait donc pas l'objet d'une exigence de diversification à ce titre.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.5  
SECTION : 9.5.4  
PAGE : 6/13  
FLAMANVILLE

### **0.3.5. Radioprotection**

Le système DTV n'est pas concerné par une exigence de radioprotection.

### **0.3.6. Exigences liées au fonctionnement, à la maintenance et à l'accessibilité long terme**

Le système DTV n'est pas concerné par une exigence liée au fonctionnement, à la maintenance et à l'accessibilité long terme dans la gestion long terme après accident.

## **0.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE**

### **0.4.1. Essais de démarrage**

Le système DTV doit être conçu pour permettre la réalisation d'essais de démarrage permettant de s'assurer de sa conception adéquate et de ses performances.

### **0.4.2. Surveillance en exploitation**

Le système DTV doit être conçu pour permettre une surveillance en exploitation normale des caractéristiques du système nécessaires à l'accomplissement de ses fonctions.

### **0.4.3. Essais périodiques**

Les fonctions du système DTV ne font pas l'objet d'une exigence d'aptitude à la réalisation d'essais périodiques car elles ne possèdent pas de classement de sûreté fonctionnel.

### **0.4.4. Maintenance**

Le système DTV doit être conçu pour permettre la mise en œuvre d'un programme de maintenance conformément au chapitre VIII des RGE.

## **1. RÔLE DU SYSTÈME**

Les installations de télécommunications de l'EPR Flamanville sont conçues pour permettre d'établir des communications sécurisées entre les différents locaux et bâtiments du site d'une part, et avec l'extérieur d'autre part. Le système doit assurer les liens de communication suivants :

- moyens opérationnels utilisés en régime d'exploitation normal de la tranche,
- moyens sécurisés répondant aux situations de crise.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.5  
SECTION : 9.5.4  
PAGE : 7/13  
FLAMANVILLE

### **1.1. RÔLE DU SYSTEME PENDANT L'EXPLOITATION NORMALE DE LA TRANCHE**

En exploitation normale de la tranche, tous les moyens de communications sont opérationnels.

### **1.2. RÔLE DU SYSTEME DANS LES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT PCC-2 À PCC-4, RRC-A, EN ACCIDENT GRAVE ET SITUATIONS AGRESSIONS**

En situation de crise, des moyens de communication dédiés sont privilégiés. Un certain nombre de moyens sont alors volontairement mis hors service (communications avec l'extérieur non dédiées à la gestion de crise) afin de ne pas perturber la réflexion de l'équipe de crise locale.

## **2. BASES DE CONCEPTION**

### **2.1. HYPOTHÈSES GÉNÉRALES DE FONCTIONNEMENT**

Les systèmes de communication fonctionnent suivant le principe suivant :

- en situation normale, tous les moyens de communication sont opérationnels,
- en situation de crise, des moyens de communication dédiés sont privilégiés. Un certain nombre de moyens sont alors volontairement mis hors service (appels vers l'extérieur) afin de ne pas perturber la réflexion de l'équipe de crise locale.

Ils jouent un rôle important dans la gestion de la crise, et leur fiabilité doit être en adéquation avec ce rôle.

A ce titre, les installations de télécommunication, devant faire face à un quelconque événement conduisant à une situation d'accident, sont fiables vis-à-vis des risques suivants :

- saturation des réseaux,
- défaillance du matériel,
- perte d'alimentation électrique.

### **2.2. HYPOTHÈSES DE DIMENSIONNEMENT**

Les moyens de télécommunication doivent être disponibles et répondre aux besoins du personnel dans les différentes situations d'utilisation. La diversification des moyens de communication et leur répartition sur les deux dessertes sécurisées de la tranche permettent de garantir une meilleure fiabilité et disponibilité des moyens de communication.

### **2.3. AUTRES HYPOTHÈSES**

Sans objet.

### **3. DESCRIPTION – FONCTIONNEMENT**

#### **3.1. DESCRIPTION**

##### **3.1.1. Description générale du système**

Les installations comprennent :

- Les liaisons avec l'extérieur :
  - communications téléphoniques,
  - télécopieurs,
  - communications radio avec les véhicules de radioprotection, de radio-surveillance et les véhicules de gendarmerie,
  - valise mobile satellite INMARSAT,
  - réseau SATS,
  - appel des agents d'astreinte à domicile,
  - isolement de site,
  - moyen de communication par satellite entre les locaux de crise internes et l'extérieur de la centrale.
  
- les liaisons intérieures :
  - téléphones,
  - interphones,
  - télécopieurs,
  - téléphonie sans fil DECT,
  - réseau de généphonie,
  - installations de sonorisation,
  - réseau de sirènes et balises lumineuses (Code National d'Alerte).

En outre, l'EPR Flamanville 3 est équipé d'une installation de distribution de l'heure permettant de synchroniser les horloges du site ainsi que les enregistrements des appareils de mesure.

##### **3.1.2. [ ]**

[ ]

##### **3.1.3. Description des dispositions d'installations principales**

Les systèmes de communication utilisés en cas de crise doivent être disponibles sur l'ensemble du site.



## **3.2. FONCTIONNEMENT**

### **3.2.1. Fonctionnement en régime normal de la tranche**

En régime normal de la tranche, le système est en service continu.

### **3.2.2. Fonctionnement en régime permanent du système**

Les sous-systèmes de DTV sont disponibles en permanence. Les deux modes principaux du régime permanent du système sont : en veille et en utilisation.

### **3.2.3. Fonctionnement en régime transitoire**

En phase de crise, le système DTV doit permettre :

- d'alerter et de contacter le personnel sur site,
- d'alerter les pouvoirs publics, les autorités extérieures à la centrale et la population alentour,
- de communiquer en interne entre les différents postes de commandement,
- d'isoler les télécommunications du site.

## **4. ANALYSE DE SÛRETÉ**

### **4.1. CONFORMITÉ À LA REGLEMENTATION**

Le système DTV est conforme à la réglementation générale en vigueur (voir le sous-chapitre 1.7) et ne fait pas l'objet de dérogations particulières.

### **4.2. RESPECT DES CRITERES FONCTIONNELS**

Le système DTV ne possédant pas de classement de sûreté fonctionnel, il n'a pas à respecter des critères fonctionnels particuliers.

### **4.3. CONFORMITE AUX EXIGENCES DE CONCEPTION**

#### **4.3.1. Exigences issues du classement de sûreté**

##### **4.3.1.1. Classement de sûreté**

Le système DTV ne possède pas de classement de sûreté.

#### 4.3.1.2. Critère de Défaillance Unique (active et passive)

Bien que non redevable de l'application du Critère de Défaillance Unique, le système DTV bénéficie d'une redondance au titre de la disponibilité d'utilisation, qui se traduit comme suit.

Les liaisons avec l'extérieur du site sont redondantes. Les organismes nationaux EDF peuvent être joints par les moyens suivants :

- le réseau France Télécom (2 voies distinctes sur fibre optique),
- le réseau SATS (voie transfix — réseau lui-même redondant),
- les liaisons satellites,
- les liaisons spécialisées.

Les pouvoirs publics, les administrations sont reliés au site par des liaisons spécialisées ou non, conformément au référentiel des moyens de télécommunication de crise. Les personnels nécessaires à la gestion d'événements exceptionnels (PUI) sont mobilisables par les dispositifs redondants de téléphonie et de radio-messagerie. Deux points éloignés du site peuvent être mis en relation par des moyens diversifiés, individuels ou collectifs, oraux ou écrits. Les installations téléphoniques normales et PUI sont redondantes.

#### 4.3.1.3. Alimentation électrique de secours

Les moyens de communication suivants bénéficient sur l'EPR Flamanville 3 d'une alimentation secourue par les diesels principaux de tranche :

- réseau VDI,
- réseau DECT,
- réseau de sonorisation,
- autocommutateur SATS,
- réseau de téléphonie par satellite,
- réseau CNA.

Si nécessaire, ces moyens sont protégés contre les micro-coupures par l'intermédiaire d'onduleurs d'autonomie [ ].

Les moyens de communication suivants bénéficient d'une alimentation sécurisée par batterie depuis le CNPE de Flamanville 1/2 :

- autocommutateur de sûreté,
- interphonie PUI,
- réseau de communication par satellite,
- réseaux radio.

Dans les situations Manque de Tension Généralisée, les liaisons entre la salle de commande et les agents de terrains nécessaires à l'atteinte de l'état final sont assurées par un réseau de téléphonie. Ce système fonctionne sans alimentation électrique.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.5  
SECTION : 9.5.4  
PAGE : 11/13  
FLAMANVILLE

Ainsi, l'ensemble des moyens de télécommunication de l'EPR Flamanville 3 est robuste vis-à-vis des pertes d'alimentation électrique.

**4.3.1.4. Séparation physique / géographique**

Sans objet.

**4.3.1.5. Qualification aux conditions accidentelles**

Les équipements du système DTV ne relèvent pas d'une qualification aux conditions accidentelles.

**4.3.1.6. Classement ESPN, mécanique, électrique, Contrôle-Commande et sismique**

Le système DTV n'est pas redevable des classements mécanique, électrique, contrôle-commande, sismique et ESPN.

**4.3.2. Exigences réglementaires**

**4.3.2.1. Textes réglementaires**

La conformité aux textes réglementaire est portée de manière générale par la section 1.7.1 du Rapport de Sûreté.

**4.3.2.1.1. Textes officiels**

Le système DTV n'est pas concerné spécifiquement par un texte officiel.

**4.3.2.1.2. Prescriptions techniques**

La conformité du système DTV aux décisions n°2012-DC-0283 du 26 juin 2012 et n°2014-DC-0403 du 21 janvier 2014 est démontrée dans le chapitre 21.

**4.3.2.1.3. Réglementations internationales**

Le système DTV n'est pas concerné par une réglementation internationale spécifique.

**4.3.2.2. Textes para-réglementaires**

La conformité aux textes réglementaire est portée de manière générale par la section 1.7.1 du Rapport de Sûreté.

**4.3.2.2.1. Règles fondamentales de sûreté**

Aucune règle fondamentale de sûreté n'est spécifiquement applicable au système DTV.

#### **4.3.2.2. Directives techniques**

Le système DTV n'est pas concerné par des exigences directives techniques particulières.

#### **4.3.2.3. Textes EPR spécifiques**

Le système DTV n'est pas concerné par un texte EPR spécifique.

### **4.3.3. Agressions**

#### **4.3.3.1. Agressions internes**

La démonstration de la robustesse de l'installation aux agressions internes relève du sous-chapitre 3.4.

#### **4.3.3.2. Agressions externes**

La démonstration de la robustesse de l'installation aux agressions externes relève du sous-chapitre 3.3.

#### **4.3.4. Diversification**

Le système DTV n'est pas redevable d'une exigence de diversification au titre de la sûreté. Cependant, au titre de la disponibilité de service, un foisonnement de moyens a été pris en compte à la conception. En effet, les moyens de communication disponibles sur la tranche se basent sur des matériels, des technologies et des réseaux différents.

#### **4.3.5. Radioprotection**

Les matériels du système DTV sont installés autant que possible dans des locaux protégés contre les radiations. Des dispositions particulières sont prises pour les matériels devant se trouver dans des zones non protégées.

#### **4.3.6. Fonctionnement, maintenance et accessibilité long terme**

Sans objet.

#### **4.3.7. Système tel que réalisé**

A ce stade de la fabrication, de l'installation et du déroulement des essais, aucun écart n'impacte les requis de sûreté spécifiés dans le Rapport de Sûreté.





#### **4.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE**

##### **4.4.1. Essais de démarrage**

Le système DTV fait l'objet d'un programme d'essais de démarrage conformément aux modalités présentées au chapitre 14 du RDS permettant notamment de vérifier son fonctionnement tel qu'attendu.

##### **4.4.2. Surveillance en exploitation**

Le système DTV ne comportant pas de fonctions de sûreté, il n'existe pas de dispositif particulier de surveillance en exploitation.

##### **4.4.3. Essais périodiques**

La partie téléphonie du système DTV fait l'objet d'essais périodiques conformément au chapitre IX des Règles Générales d'Exploitation.

##### **4.4.4. Maintenance**

Le système DTV fait l'objet d'un programme de maintenance déterminé par l'exploitant de la tranche.

#### **5. SCHÉMA DE PRINCIPE**

Le système DTV contient un nombre important de sous-systèmes qui, ne possédant pas de classement de sûreté fonctionnels, n'impactent pas la sûreté de la tranche. Par conséquent, les schémas de principe associés n'ont pas été ajoutés à ce chapitre du RDS.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 1/47

STANDARD

## SOMMAIRE

9.6. CONCEPTION CHIMIQUE ET RADIOCHIMIQUE DES FLUIDES .....	5
0. EXIGENCES DE SÛRETÉ.....	5
0.1. FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	5
0.1.1. CONTRIBUTIONS DIRECTES AU CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....	6
0.1.2. CONTRIBUTIONS DIRECTES À L'ÉVACUATION DE LA PUISSANCE	
RÉSIDUELLE .....	6
0.1.3. CONTRIBUTIONS DIRECTES AU CONFINEMENT DES SUBSTANCES	
RADIOACTIVES .....	7
0.1.4. CONTRIBUTIONS INDIRECTES AUX FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	8
0.1.5. CONTRIBUTIONS SPÉCIFIQUES À LA PROTECTION CONTRE LES	
AGRESSIONS .....	11
0.2. CRITÈRES FONCTIONNELS.....	11
0.2.1. CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....	11
0.2.2. EVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	12
0.2.3. CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES .....	12
0.2.4. CONTRIBUTIONS INDIRECTES AUX FONCTIONS DE SÛRETÉ. ....	13
0.2.5. CONTRIBUTIONS SPÉCIFIQUES À LA PROTECTION CONTRE LES	
AGRESSIONS .....	15
0.3. EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES.....	15
0.3.1. TEXTES RÉGLEMENTAIRES.....	15
0.3.2. TEXTES PARA-RÉGLEMENTAIRES.....	17
0.3.3. TEXTES EPR SPÉCIFIQUES .....	18
0.4. ESSAIS ET SURVEILLANCE EN EXPLOITATION .....	18
0.4.1. ESSAIS DE DÉMARRAGE .....	18
0.4.2. SURVEILLANCE EN EXPLOITATION .....	19
1. RÔLE DU PSEUDO-SYSTÈME « CHIMIE ET RADIOCHIMIE DE FLUIDES » .....	19
1.1. RÔLE GÉNÉRAL.....	19
1.2. RÔLE DE LA CHIMIE ET RADIOCHIMIE PRIMAIRE .....	19
1.2.1. CHIMIE DU CIRCUIT PRIMAIRE : MISSIONS ASSOCIÉES AU	
CONDITIONNEMENT CHIMIQUE DU FLUIDE PRIMAIRE .....	19
1.2.2. RADIOCHIMIE DU CIRCUIT PRIMAIRE : ORIGINE DES SUBSTANCES	
RADIOACTIVES ET SURVEILLANCE ASSOCIÉE.....	20
1.3. RÔLE DE LA CHIMIE ET RADIOCHIMIE SECONDAIRE.....	22



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 2/47

STANDARD

<b>2.</b>	<b>BASES DE CONCEPTION .....</b>	<b>22</b>
2.1.	HYPOTHÈSES RELATIVES À LA CHIMIE ET À LA RADIOCHIMIE DIRECTEMENT ASSOCIÉES À LA SÛRETÉ .....	22
2.1.1.	HYPOTHÈSES RELATIVES AUX CRITÈRES FONCTIONNELS ASSOCIÉS AU « CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ » .....	22
2.1.2.	HYPOTHÈSES RELATIVES AUX CRITÈRES FONCTIONNELS ASSOCIÉS AU « CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES » .....	25
2.2.	HYPOTHÈSES RELATIVES À LA CHIMIE ET À LA RADIOCHIMIE ASSOCIÉES À LA PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS .....	27
2.3.	HYPOTHÈSES RELATIVES À LA CHIMIE ET À LA RADIOCHIMIE ASSOCIÉES INDIRECTEMENT À LA SÛRETÉ .....	27
2.3.1.	CONDITIONNEMENT CHIMIQUE ET CONTRÔLE RADIOCHIMIQUE DU CIRCUIT PRIMAIRE .....	28
2.3.2.	CONDITIONNEMENT CHIMIQUE DU CIRCUIT SECONDAIRE .....	30
2.3.3.	CONDITIONNEMENT CHIMIQUE DES SYSTÈMES AUXILIAIRES .....	31
<b>3.</b>	<b>DESCRIPTION – FONCTIONNEMENT .....</b>	<b>32</b>
3.1.	DESCRIPTION DES SYSTÈMES EN INTERFACE AVEC LE PSEUDO-SYSTÈME CHIMIE DES FLUIDES .....	32
3.2.	CARACTÉRISATION DES PARAMÈTRES CHIMIQUES ET RADIOCHIMIQUES .....	33
<b>4.</b>	<b>ANALYSE DE SÛRETÉ .....</b>	<b>34</b>
4.1.	CONFORMITÉ À LA RÉGLEMENTATION .....	34
4.2.	RESPECT DES CRITÈRES FONCTIONNELS .....	34
4.2.1.	CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....	34
4.2.2.	ÉVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	36
4.2.3.	CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES .....	37
4.2.4.	CONTRIBUTIONS INDIRECTES À L'ACCOMPLISSEMENT DES FONCTIONS SÛRETÉ .....	39
4.2.5.	CONTRIBUTIONS SPÉCIFIQUES À LA PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS .....	41
4.3.	CONFORMITÉ AUX EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES .....	42
4.3.1.	TEXTES RÉGLEMENTAIRES .....	42
4.3.2.	TEXTES PARA-RÉGLEMENTAIRES .....	43
4.3.3.	TEXTES EPR SPÉCIFIQUES .....	44
4.4.	ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE .....	44
4.4.1.	ESSAIS DE DÉMARRAGE .....	44
4.4.2.	SURVEILLANCE EN EXPLOITATION .....	45



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 3/47

STANDARD

5. SCHÉMAS DE PRINCIPE .....	46
LISTE DES RÉFÉRENCES .....	47



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 4/47

STANDARD

**TABLEAUX :**

- 9.6 TAB 1 PRODUITS DE FISSION SUIVIS AU TITRE DE LA SURVEILLANCE DE LA PREMIÈRE BARRIÈRE
- 9.6 TAB 2 PRODUITS DE CORROSION AVEC UN SUIVI RÉGULIER DANS LE CIRCUIT PRIMAIRE
- 9.6 TAB 3 FORMATION DE PRODUITS D'ACTIVATION DANS LE CIRCUIT PRIMAIRE
- 9.6 TAB 4 CARTOGRAPHIE DU BORE
- 9.6 TAB 5 FACTEURS DE CONVERSION ENTRE LES MAGNITUDES ASSOCIÉES AU CONTRÔLE DU BORE
- 9.6 TAB 6 CRITERES ASSOCIÉS AU CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ EN FONCTIONNEMENT NORMAL
- 9.6 TAB 7 CRITÈRES ASSOCIÉS AU CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ (PPC2-PCC4)
- 9.6 TAB 8 CRITERES ASSOCIÉS AU CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ (RRC-A ET ACCIDENT GRAVE)
- 9.6 TAB 9 CRITÈRES ASSOCIÉS AU CONFINEMENT DE SUBSTANCES RADIOACTIVES, RADIOPROTECTION ET ENVIRONNEMENT
- 9.6 TAB 10 CRITÈRES ASSOCIÉS À LA PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS (RISQUE D'EXPLOSION INTERNE)
- 9.6 TAB 11 PARAMÈTRES CHIMIQUES ET RADIOCHIMIQUES SURVEILLÉS AU TITRE DES RÈGLES GÉNÉRALES D'EXPLOITATION

**FIGURES :**

- 9.6 FIG 1 INTERFACES DES SYSTÈMES CONTRIBUTEURS À LA GESTION DU BORE
- 9.6 FIG 2 [ ]
- 9.6 FIG 3 [ ]

## 9.6. CONCEPTION CHIMIQUE ET RADIOCHIMIQUE DES FLUIDES

Le pseudo-système « Chimie et Radiochimie des fluides » comprend le conditionnement chimique des circuits (primaire, secondaire et auxiliaires) ainsi que le contrôle des caractéristiques chimiques et radiochimiques des fluides (eau et gaz) véhiculés par ces circuits.

### 0. EXIGENCES DE SÛRETÉ

#### 0.1. FONCTIONS DE SÛRETÉ

Le pseudo-système « Chimie et Radiochimie des fluides » contribue de manière directe et indirecte aux trois fonctions de sûreté :

- contrôle de la réactivité du cœur,
- évacuation de la puissance via le refroidissement du fluide primaire et secondaire,
- confinement des substances radioactives.

Ainsi, au titre du conditionnement chimique des circuits et/ou de la surveillance des fluides, les paramètres chimiques ou radiochimiques sélectionnés peuvent être en lien direct ou indirect avec ces trois fonctions de sûreté.

Les paramètres ayant une contribution directe sur la sûreté sont ceux qui vérifient à minima une des conditions suivantes :

- Ils contribuent au respect des études relevant d'un domaine incidentel ou accidentel (PCC2-PCC4, RRC-A, Accident Grave).
- Ils contribuent au contrôle de la réactivité en fonctionnement normal en constituant soit une condition initiale des études PCC soit un moyen de mitigation PCC.
- Ils sont utilisés comme condition initiale des études de conséquences radiologiques PCC.
- Ils contribuent à la surveillance de l'état des barrières de confinement afin d'identifier leur défaillance à court terme.
- Ils constituent des conditions initiales pour les études des agressions internes.

Les paramètres ayant une contribution indirecte sur la sûreté sont ceux qui vérifient à minima une des conditions suivantes :

- Ils interviennent complémentaiement au contrôle de la réactivité au cours du fonctionnement normal du réacteur (états A - F).
- Ils contribuent à l'identification d'une possible perte d'intégrité de la gaine combustible et/ou d'autres composants.
- Ils participent au maintien de l'intégrité des barrières de confinement et des matériaux à moyen et longue terme.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 6/47

STANDARD

- Ils contribuent à la radioprotection ou à la protection de l'environnement.

### **0.1.1. Contributions directes au contrôle de la réactivité**

Le conditionnement chimique doit contribuer directement au contrôle de la réactivité via la présence du bore dans différents systèmes selon les conditions de fonctionnement.

Conformément au sous-chapitre 4.5 le  $^{10}\text{B}$  (isotope neutrophage) dissous dans le fluide primaire est un des deux moyens fonctionnels (l'autre étant l'utilisation des grappes de contrôle) qui doivent assurer le contrôle de la réactivité du cœur pour permettre l'arrêt de la réaction en chaîne en toutes circonstances et l'arrêt du réacteur dans un état sûr.

Les systèmes conditionnés avec du fluide boré directement associés au contrôle de la réactivité sont :

- le circuit primaire (RCP) conditionné avec des concentrations permettant de compenser la perte de réactivité consécutive à l'épuisement du combustible au cours du cycle (état A) et de contribuer à l'arrêt du réacteur depuis l'arrêt à chaud jusqu'à l'arrêt pour rechargement (états B, C, D, et E). La concentration en  $^{10}\text{B}$  du circuit primaire constitue également une condition initiale des études PCC,
- la phase liquide du pressuriseur (PZR) peut avoir un impact sur le contrôle de la réactivité du cœur dans le domaine réacteur en puissance (état A) en cas de vidange rapide du pressuriseur si la concentration en  $^{10}\text{B}$  du pressuriseur et celle du circuit primaire présentent des différences. L'écart maximum entre la concentration en  $^{10}\text{B}$  du PZR et celle du RCP constitue une condition initiale des transitoires PCC,
- la piscine de désactivation combustible du système PTR conditionnée en bore de manière permanente avec des concentrations en bore utilisées comme conditions initiales des études PCC en APR (Arrêt Pour Rechargement-Etat E) et du référentiel de criticité dans les autres états,
- la piscine IRWST conditionnée en bore de manière permanente constitue un moyen de mitigation pour assurer les concentrations en  $^{10}\text{B}$  conformément aux études PCC, RRC-A et Accident Grave,
- le système RBS conditionné en bore de manière permanente constitue un moyen de mitigation pour assurer les concentrations en  $^{10}\text{B}$  conformément aux études PCC, RRC-A et Accident Grave,
- les accumulateurs RIS conditionnés avec de l'eau borée provenant de la piscine IRWST constituent un moyen de mitigation pour assurer les concentrations en  $^{10}\text{B}$  dans les états de la tranche A et B (avec une pression du circuit primaire supérieure à 70 bar).

Par ailleurs, en cas de brèche, la concentration en bore total dans le cœur doit être limitée pour éviter le risque de cristallisation dans le cœur pouvant entraîner une dilution hétérogène. Ainsi, les concentrations maximales en bore total des systèmes RCP, RBS et RIS-RA constituent des conditions initiales des études relatives aux accidents APRP.

### **0.1.2. Contributions directes à l'évacuation de la puissance résiduelle**

Le conditionnement chimique des circuits ne participe pas directement à l'évacuation de la puissance résiduelle.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 7/47

STANDARD

### 0.1.3. Contributions directes au confinement des substances radioactives

Un programme de surveillance chimique et/ou radiochimique adapté aux différents systèmes doit être appliqué pour détecter la possible perte d'intégrité des barrières et/ou pour évaluer les conséquences radiologiques en situations accidentelles. Les paramètres contribuant directement au confinement des substances radioactives comme moyen de détection et/ou au titre des conditions initiales des études accidentelles doivent être les suivantes :

#### Paramètres associés à la surveillance de l'intégrité de la première barrière :

Le suivi de produits de fission au cours du cycle et pendant l'arrêt dans le fluide primaire constitue le moyen fondamental de surveillance de l'intégrité de la première barrière.

Parmi les indicateurs retenus dans le cadre de la surveillance de la 1<sup>ère</sup> barrière, ceux qui permettent de détecter au plus tôt un défaut de gainage combustible en puissance (déclaration de la tranche en présomption de défaut d'étanchéité du gainage combustible) sont :

- l'activité en  $^{133}\text{Xe}$ ,
- le rapport des activités des Xénons ( $^{133}\text{Xe} / ^{135}\text{Xe}$ ).

Au titre de l'évaluation des conséquences radiologiques dans le cadre des études PCC deux paramètres associés aux produits de fission sont sélectionnés :

- L'activité du RCP de l'équivalent en iode 131 (Eq.  $^{131}\text{I}$ ) en régime stabilisé et lors des transitoires de puissance (voir la définition au paragraphe 4.2.3),
- L'activité du RCP en somme des gaz rares ( $\Sigma\text{Gaz}$ ) en puissance stable (voir la définition au paragraphe 4.2.3).

#### Paramètres associés à la surveillance de l'intégrité de la deuxième barrière :

Le débit de fuite primaire/secondaire est un paramètre élaboré à partir de mesures d'activité du circuit secondaire. La détection fiable des fuites est basée sur la mesure en azote 16 et le débit de fuite primaire/secondaire mesuré sur VVP. En complément, les mesures d'activité Gamma Total sur APG (Circuit de Purges des Générateurs de Vapeur) et VPP (Circuit de Vapeur Principal) constituent des moyens redondants vis-à-vis du suivi de l'intégrité des GV.

Ainsi, la surveillance de l'intégrité de la deuxième barrière pendant les états A et B est établie grâce au suivi des débits de fuite primaire/secondaire et de l'activité du circuit secondaire.

Le débit de fuite primaire/secondaire intervient dans les études de conséquences radiologiques de l'ensemble des transitoires induisant des rejets dans l'environnement par les générateurs de vapeur. C'est le cas des transitoires de RTGV mais aussi d'initiateurs PCC hors RTGV (voir sous-chapitre 15.3).





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 8/47

STANDARD

Paramètres associés à la surveillance de l'intégrité de la troisième barrière :

En fonctionnement normal, aucun paramètre chimique ou radiochimique n'est associé à la surveillance de la troisième barrière afin d'assurer son intégrité à court terme. Cependant dans le cadre accidentel certains paramètres sont identifiés, comme :

- Données d'entrée pour les études PCC des conséquences radiologiques :
  - L'activité en Eq.  $^{131}\text{I}$  est considérée comme une condition initiale des études de conséquences radiologiques PCC en états d'arrêt C, D et E (domaines d'études correspondant à l'ouverture de la 3<sup>ème</sup> barrière),
  - La concentration maximale en bore total des systèmes borés constitue une condition initiale des études de conséquences radiologiques (PCC-4 et RRC-A) permettant de quantifier la soude nécessaire pour assurer l'alcalinisation de l'IRWST et ainsi éviter la volatilisation de l'iode.
- Moyen de mitigation : la teneur massique en soude des deux réservoirs EVU doit assurer l'alcalinisation requise de l'IRWST afin de limiter la production d'iodes volatils dans l'enceinte en cas d'APRP, de PCC-4, de RRC-A et d'Accident Grave (voir chapitre 15 et chapitre 19).

#### **0.1.4. Contributions indirectes aux fonctions de sûreté**

Les paramètres chimiques et radiochimiques qui contribuent de manière indirecte aux fonctions de sûreté sont ceux qui constituent un complément au contrôle de la réactivité ou qui sont associés à la prévention du confinement de substances radioactives, à la radioprotection et/ou à la protection de l'environnement.

##### **0.1.4.1. Contributions associées au contrôle de la réactivité**

En fonctionnement normal, le contrôle de deux grandeurs supplémentaires associées à la concentration en  $^{10}\text{B}$  doit permettre de suivre les caractéristiques isotopiques du bore et de se prémunir de la cristallisation du bore pouvant de manière indirecte affecter la représentativité de la mesure de la concentration en  $^{10}\text{B}$  et donc du contrôle de la réactivité :

- La teneur isotopique en  $^{10}\text{B}$  (%at) représente le rapport atomique entre le nombre d'atomes de  $^{10}\text{B}$  et le nombre total d'atomes de bore (somme des isotopes :  $^{10}\text{B}$  et de  $^{11}\text{B}$ ). Elle est exprimée en pourcentage atomique (%at). Cette grandeur permet de suivre l'évolution du phénomène de la déplétion dans les différents systèmes borés du fait de la consommation progressive des atomes de  $^{10}\text{B}$  majoritairement par la réaction  $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ .
- La concentration en « Bore Total » (mg/kg) est définie comme la concentration pondérale de l'élément Bore pour la totalité des isotopes  $^{10}\text{B}$  et  $^{11}\text{B}$  présents dans l'acide borique, indépendamment de l'enrichissement isotopique en  $^{10}\text{B}$ . La concentration en « Bore Total » (CB) doit être surveillée pour assurer que les circuits sont conditionnés en cohérence avec les hypothèses de dimensionnement des systèmes (en termes de capacité et de température) permettant d'écarter les risques de cristallisation.

L'ajustement et la surveillance des trois grandeurs associées au bore (concentration de  $^{10}\text{B}$ , concentration de bore total et teneur isotopique en  $^{10}\text{B}$ ) en fonctionnement normal sont effectués par les systèmes auxiliaires RCV, REA, TEP et REN conformément aux dispositions considérées dans la conception des systèmes (voir chapitre 9).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 9/47

STANDARD

#### **0.1.4.2. Contributions associées à l'évacuation de la puissance**

De manière indirecte, les caractéristiques chimiques de l'eau jouent un rôle sur la performance et l'intégrité des systèmes en charge d'assurer la réfrigération du fluide primaire en fonctionnement normal et/ou accidentel : système RIS-RA, générateurs de vapeur et système ASG.

Les conditions chimiques du système RIS-RA en fonctionnement normal doivent permettre d'assurer sa performance et l'absence de risques vis-à-vis du circuit primaire lorsque la connexion des trains est requise. Compte tenu de l'alimentation du RIS-RA par de l'eau aérée provenant d'IRWST, les impuretés doivent être limitées pour réduire notamment les risques de corrosion sous contrainte et de fragilisation des aciers.

Concernant le circuit secondaire, jusqu'à la connexion des trains RIS-RA (état A et B), les générateurs de vapeur assurent l'évacuation de la puissance. Le conditionnement chimique de l'eau secondaire doit contribuer au bon fonctionnement des générateurs de vapeur et des systèmes associés (ARE et AAD) via la mise en place d'un milieu alcalin et réducteur afin de :

- réduire le risque de corrosion généralisée et de corrosion-érosion,
- éviter les conditions oxydantes pouvant conduire à la corrosion localisée,
- limiter la déposition d'impuretés dans les matériels.

En cas d'indisponibilité de l'alimentation normale des générateurs de vapeur par ARE (au cours du cycle) ou AAD (lors des arrêts et démarrages), le système ASG doit maintenir l'inventaire en eau des générateurs de vapeur coté secondaire et ainsi assurer l'évacuation de la puissance résiduelle dans certaines configurations incidentelles ou accidentelles PCC ou RRC-A. Du fait de la présence permanente d'eau aérée dans le système ASG, un conditionnement chimique adapté est requis pour éviter les risques de corrosion et assurer la préservation des générateurs de vapeur en cas d'injection d'eau ASG (voir sous-chapitre 6.6).

#### **0.1.4.3. Contributions associées au confinement des substances radioactives**

Le conditionnement chimique du fluide dans le circuit primaire, les systèmes auxiliaires et le circuit secondaire doit contribuer indirectement au confinement des substances radioactives en limitant la dégradation des matériaux et ainsi la présence de fuites de composants.

Les relâchements de produits de fission et d'actinides sont liés à la présence de défauts de gainage qui dépendent directement de la structure et des matériaux des assemblages et crayons combustibles.

Le conditionnement chimique du fluide primaire doit contribuer indirectement à assurer l'intégrité des crayons combustible (1<sup>ère</sup> barrière) en limitant :

- la radiolyse de l'eau conduisant à des espèces oxydantes pouvant fragiliser le matériel de la gaine,
- l'hydruration et la corrosion généralisée de la gaine combustible,
- le dépôt des impuretés et des produits de corrosion pouvant conduire à la réduction du transfert thermique et au développement de défauts de gainage par corrosion localisée,
- la corrosion généralisée des matériels en contact avec le fluide conduisant à augmenter le terme source susceptible d'être transféré vers le cœur et déposé sur le combustible.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 10/47

STANDARD

L'intégrité de la 2<sup>ème</sup> barrière est principalement liée à la sélection des matériaux (aciers et alliage [1]) et aux différents mécanismes de corrosion en fonction des caractéristiques physico-chimiques de l'eau véhiculée (température, concentration d'oxygène, potentiel électrochimique dépendant de la concentration dissoute d'hydrogène et oxygène, pH, concentration des impuretés) par les différents systèmes.

Ainsi, le confinement de substances radioactives est supporté par le maintien d'une chimie et radiochimie optimale de l'eau des systèmes à travers :

- la sélection de réactifs adaptés selon les conditions de fonctionnement de chaque circuit et ses matériaux,
- le contrôle de la concentration des impuretés, pour réduire les risques de corrosion des matériaux aussi bien dans le circuit primaire comme dans les circuits auxiliaires y compris dans la piscine de désactivation combustible afin de prévenir et protéger les gaines combustible,
- la surveillance de l'activité des radionucléides provenant du combustible (produits de fission et actinides) ou de l'activation des produits (issus de la corrosion des matériaux ou des réactifs).

#### **0.1.4.4. Contributions associées à la radioprotection**

L'application d'un conditionnement chimique optimal ainsi que la limitation des impuretés dans les fluides doivent contribuer à :

- réduire la corrosion généralisée des matériaux et donc le relâchement de produits de corrosion dans le fluide primaire,
- limiter la déposition de produits de corrosion sur les assemblages combustibles et ainsi minimiser leur activation,
- éviter la défaillance des crayons combustible (à cause d'une éventuelle corrosion sous dépôts ou fragilisation de la gaine) conduisant au relâchement des produits de fission et actinides dans le fluide primaire,
- limiter le transfert et la déposition des produits activés sur les surfaces hors flux.

Une surveillance chimique et radiochimique régulière et adaptée à l'état de la tranche doit être mise en place pour limiter les doses des travailleurs lors des arrêts et opérations de maintenance.

#### **0.1.4.5. Contributions associées à la protection de l'environnement**

De manière générale, l'ensemble de mesures adoptées pour réduire le terme source (produits de fission, actinides, produits de corrosion) via un conditionnement chimique optimal doit permettre de réduire les effluents et les déchets. Ce conditionnement chimique doit être effectué à travers une sélection appropriée des réactifs chimiques en considérant l'impact environnemental.

En particulier, la surveillance radiochimique de l'eau du circuit primaire doit contribuer à limiter et à maîtriser les rejets radioactifs vers l'environnement.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 11/47

STANDARD

### 0.1.5. Contributions spécifiques à la protection contre les agressions

Conformément à la section 3.4.6, les contributions du conditionnement chimique et du contrôle chimique des systèmes à la protection contre les agressions doivent être les suivantes :

- la mise en place de moyens nécessaires pour éviter les mélanges chimiques explosifs,
- la limitation du risque de concomitance hydrogène et oxygène dans la phase gaz des systèmes,
- la mise en place de moyens de surveillance permettant la détection du risque d'explosion interne.

Le risque hydrogène à l'intérieur des systèmes ainsi que la présence de possibles substances incompatibles vis-à-vis du risque d'inflammabilité et explosion constituent des données d'entrée pour les études d'agression dans les systèmes.

## 0.2. CRITÈRES FONCTIONNELS

L'accomplissement des contributions directes et indirectes à la sûreté s'appuie sur certains critères fonctionnels (i.e. objectifs qualitatifs) associés à la chimie et à la radiochimie des systèmes. Les paragraphes ci-dessous présentent les liens entre les différents critères et paramètres chimiques et radiochimiques.

### 0.2.1. Contrôle de la réactivité

Le contrôle de la réactivité est assuré par la satisfaction de différents critères fonctionnels associés à la concentration en bore dans les différents systèmes borés.

La concentration de  $^{10}\text{B}$  dans le circuit primaire (RCP) au cours du cycle (état A) et lors de l'arrêt (états B-D) doit :

- être conforme aux hypothèses neutroniques en fonction de l'épuisement du combustible selon la gestion combustible,
- assurer le respect des conditions initiales PCC,
- faire l'objet d'une surveillance adaptée selon l'état de la tranche.

La différence de la concentration de  $^{10}\text{B}$  entre la phase liquide du PZR et le RCP au cours du cycle (état A) doit :

- assurer le respect des conditions initiales PCC,
- être suivie de manière adaptée au cours du cycle en fonction des conditions d'exploitation.

La concentration de  $^{10}\text{B}$  dans la piscine de désactivation combustible du système PTR doit :

- assurer le respect des conditions initiales des études PCC en APR (Arrêt Pour Rechargement-état E) (voir sous-chapitre 15.2),



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 12/47

STANDARD

- assurer la disponibilité d'un moyen de mitigation selon le référentiel de criticité (voir sous-chapitre 19.1),
- être suivie de manière adaptée selon l'état de la tranche et les conditions d'exploitation.

La concentration de  $^{10}\text{B}$  dans la piscine IRWST doit :

- assurer le respect des concentrations en bore conformément aux scénarios PCC (voir sous-chapitre 15.2),
- permettre à l'IRWST d'accomplir de manière permanente sa fonction de mitigation dans les scénarios PCC, RRC-A et Accident Grave (voir sous-chapitre 15.2 et sous-chapitre 19.1),
- être suivie de manière adaptée selon l'état de la tranche et les conditions d'exploitation,
- assurer le conditionnement des accumulateurs RIS vis-à-vis de sa fonction de mitigation dans les états de tranche A et B (avec une pression du circuit primaire supérieure à 70 bar).

La concentration de  $^{10}\text{B}$  du système RBS doit permettre au système RBS d'accomplir de manière permanente sa fonction de mitigation dans les scénarios PCC, RRC-A et Accident Grave (voir sous-chapitre 15.2 et sous-chapitre 19.1).

Les concentrations maximales en bore total (CB) dans le circuit primaire (RCP/RIS-RA) et les différents systèmes (RBS, IRWST) doivent être limitées pour éviter les risques de cristallisation du bore dans le cœur conformément aux conditions initiales des études APRP (voir section 15.2.4).

### **0.2.2. Evacuation de la puissance résiduelle**

Sans objet.

### **0.2.3. Confinement des substances radioactives**

Le confinement de substances radioactives via l'intégrité de la 1<sup>ère</sup> barrière est assuré par l'accomplissement des critères fonctionnels chimiques et radiochimiques suivants :

- L'interdiction du rechargement volontaire des assemblages non étanches.
- Le suivi des produits de fission dans le fluide primaire permettant d'assurer :
  - l'identification de pertes d'étanchéité de la gaine combustible conduisant à la déclaration de présomption de défaut au cours du cycle conformément aux indicateurs sélectionnés,
  - la cohérence avec l'évaluation des conséquences radiologiques des scénarios PCC sur la base de l'activité du circuit primaire des indicateurs sélectionnés.
- La mise en place des moyens adaptés de ressuage combustible lors des arrêts suite à un cycle avec déclaration de présomption de défaut.

Le confinement de l'activité via l'intégrité de la 2<sup>ème</sup> barrière doit être assuré par les critères fonctionnels suivants :

- le contrôle du débit de fuite primaire/secondaire afin de vérifier la cohérence avec les études de conséquences radiologiques,
- la mesure de l'activité secondaire.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 13/47

STANDARD

Le confinement de l'activité via l'intégrité de la 3<sup>ème</sup> barrière doit satisfaire les critères fonctionnels suivants :

- La mise en place d'une surveillance adaptée de l'activité du circuit primaire au cours de l'ouverture du circuit primaire (états C, D et E). L'indicateur sélectionné doit permettre d'assurer le respect des conditions initiales des études de conséquences radiologiques PCC.
- La surveillance de la concentration maximale en bore total des systèmes borés afin d'assurer la conformité avec les conditions initiales des études de l'alcalinisation de l'IRWST et ainsi assurer un milieu alcalin via l'injection de la soude du système EVU.
- La surveillance de la concentration en soude du système EVU permettant d'assurer la limitation du risque de volatilisation de l'iode dans l'enceinte en APRP et en accident grave conformément aux études des conséquences radiologiques en conditions PCC-4 et Accident Grave.

#### **0.2.4. Contributions indirectes aux fonctions de sûreté.**

Au titre de sa contribution indirecte au contrôle de la réactivité, le pseudo-système « Chimie et Radiochimie des fluides » doit satisfaire les critères fonctionnels suivants :

- la surveillance de l'enrichissement et de la concentration de bore total de manière régulière afin de détecter les possibles risques de dilution et/ou de précipitation du bore,
- le contrôle des concentrations totales du bore et de la température des locaux (régulée par les systèmes de climatisation, de chauffage et de ventilation selon sous-chapitre 9.4) pour limiter le risque de cristallisation du bore dans les circuits,
- la mise en place de moyens permettant de suivre et de compenser la déplétion du bore dans le circuit primaire et les systèmes auxiliaires.

Au titre de sa contribution indirecte au confinement des substances radioactives via le maintien de l'intégrité des barrières à moyen et long terme, le pseudo-système « Chimie et Radiochimie des fluides » doit satisfaire les critères fonctionnels suivants :

- le contrôle de la concentration totale de la soude en fonction de la température des locaux (régulée par les systèmes de climatisation, de chauffage et de ventilation) pour limiter le risque de cristallisation de la soude contenue dans le système EVU,
- la limitation de la concentration haute de lithium dans le circuit primaire en puissance pour minimiser les risques de corrosion des matériaux en présence de lithium, notamment des alliages à base de zirconium des gaines combustible,
- le respect de la concentration basse de lithium dans le circuit primaire en puissance pour obtenir le pH minimum requis afin de réduire le relâchement de produits de corrosion, leur déposition et activation sur les assemblages ainsi que leur transfert aux zones hors flux. L'ensemble de ces actions contribuent à la réduction du terme source, de la contamination des circuits et des débits de dose,
- la limitation de la concentration haute en hydrogène dans le circuit primaire en puissance pour prévenir les risques de fragilisation des gaines combustible et limiter le risque d'inflammabilité de l'hydrogène pouvant conduire au risque d'explosion interne des circuits et à la défaillance de l'intégrité de matériels,
- le respect de la concentration minimale en hydrogène dans le circuit primaire en puissance permettant de limiter le phénomène de la radiolyse conduisant à la formation des espèces oxydantes et de minimiser la corrosion généralisée des matériaux,



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 14/47

STANDARD

- la limitation de la concentration d'oxygène dans le circuit primaire et le pressuriseur à haute température pour réduire les risques de corrosion des gaines combustible et de corrosion sous contrainte des aciers inoxydables,
- la limitation du sodium dans le circuit primaire en puissance permettant de limiter la corrosion généralisée ou localisée des aciers inoxydables.,
- la limitation de chlorures dans le circuit primaire à haute température afin de prévenir les risques d'amorçage et de propagation de la corrosion sous contrainte des alliages du circuit primaire et des systèmes auxiliaires (REA bore, TEP, piscine PTR-BK, IRWST, piscine BR),
- la limitation de fluorures dans le circuit primaire à haute température afin de limiter les risques de corrosion sous contrainte des aciers inoxydables du RCP, des circuits auxiliaires (REA bore, TEP, piscine PTR-BK, IRWST, RIS-Accumulateurs, piscine BR) et des alliages à base de zirconium (gainés combustible),
- la limitation des sulfates à haute température dans le circuit primaire (RCP) pour limiter les risques de corrosion sous contrainte des aciers inoxydables et des alliages à base de nickel.
- l'obtention d'un pH optimal sur RRI permettant de limiter la corrosion des aciers non alliés du circuit et ainsi éviter les fuites qui peuvent être considérées comme une perte d'intégrité de la 3<sup>ème</sup> barrière.

Au titre de sa contribution indirecte à l'évacuation de la puissance résiduelle, via le maintien de l'intégrité des barrières à moyen et long terme, le pseudo-système « Chimie et Radiochimie des fluides » doit satisfaire les critères fonctionnels suivants :

- la limitation des impuretés (notamment sodium, chlorures, fluorures) dans le système RIS-RA et ASG afin de limiter les risques de corrosion et fragilisation des aciers,
- l'obtention du pH optimal du système ARE afin de limiter la corrosion des matériaux présents dans l'ensemble du circuit eau/vapeur et de limiter le transport de produits de corrosion dans le GV pouvant engendrer des phénomènes de corrosion par encrassement,
- la limitation de la conductivité cationique du système APG à partir d'une puissance supérieure à [ ] permettant de prévenir les risques de pollutions pouvant entraîner la corrosion/fissuration des GV,
- la limitation du sodium dans le système APG (à partir d'une puissance supérieure à [ ]) afin de réduire les risques de corrosion inter-granulaire des tubes GV associés à la séquestration du sodium dans les zones confinées des GV.

Au titre de sa contribution à la radioprotection, le pseudo-système « Chimie et Radiochimie des fluides » doit satisfaire les critères fonctionnels suivants :

- l'obtention du pH optimal dans le circuit primaire pour réduire le transfert des produits de corrosion activés du cœur vers les zones hors flux conduisant à limiter la dose lors des interventions,
- la limitation de l'activité de l'iode 134 permettant de réduire les risques de dissémination de la matière fissile et ainsi prévenir la contamination alpha due à la présence des actinides lors des opérations de maintenance et de déconstruction,
- la limitation de l'activité de l'iode 131 dans le fluide primaire lors de la rupture de l'intégrité du circuit primaire afin de limiter la contamination de l'atmosphère du Bâtiment Réacteur.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 15/47

STANDARD

Au titre de sa contribution indirecte au confinement des substances radioactives permettant d'assurer la protection de l'environnement, le pseudo-système « Chimie et Radiochimie des fluides » doit satisfaire le critère fonctionnel suivant :

- la limitation de l'activité du  $^{133}\text{Xe}$  dans le circuit primaire avant de procéder au basculement du balayage du système TEG vers EBA afin de réduire les rejets vers la cheminée.

### **0.2.5. Contributions spécifiques à la protection contre les agressions**

Au titre de sa contribution spécifique à la protection contre les agressions, le pseudo-système « Chimie et Radiochimie des fluides » doit satisfaire les critères fonctionnels suivants :

- la mise en place de lignes d'injection séparées pour l'injection de réactifs chimiques incompatibles pouvant conduire à des mélanges explosifs,
- la limitation de la concentration d'hydrogène dans la phase gaz des systèmes conformément aux prescriptions du référentiel du risque d'explosion interne,
- la limitation de la concentration d'oxygène dans la phase gaz des systèmes conformément aux prescriptions de la réglementation ATEX,
- la mise en place d'une surveillance basée sur la mesure de l'hydrogène et oxygène dans la phase liquide et gaz des systèmes afin d'identifier et isoler les process générateurs d'hydrogène et/ou les sources d'oxygène,
- l'interdiction de l'utilisation de la station d'hydrogénation au cours de certaines phases transitoires de démarrage et arrêt afin de limiter le transfert d'hydrogène vers le TEG et les systèmes connectés,
- la limitation de la concentration en hydrogène dissous du RCP afin d'assurer l'efficacité du balayage en azote du système TEG et sa fonction de recombinaison,
- la limitation de l'hydrogène dans la phase gaz du PZR via l'implémentation de lignes de dégazage avec des débits adaptés.

Ces différents moyens contribuent aussi bien à limiter le risque d'explosion à l'intérieur des circuits que dans les locaux.

## **0.3. EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES**

### **0.3.1. Textes réglementaires**

L'ensemble des exigences réglementaires est rappelé dans la section 1.7.0 du Rapport de Sûreté.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 16/47

STANDARD

### 0.3.1.1. Textes officiels

Le pseudo-système « Chimie et Radiochimie de fluides » est concerné spécifiquement par les textes officiels suivants :

- décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 de l'Autorité de sûreté nucléaire autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3. Alinéa II.3.1 concernant la prévention et protection des crayons combustibles.
- décision n° 2010-DC-0188 du 7 juillet 2010 de l'Autorité de sûreté nucléaire concernant les limites de rejets dans l'environnement des effluents liquides et gazeux pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108), « Flamanville 2 » (INB n°109) et « Flamanville 3 » (INB n°167),
- décision n° 2010-DC-0189 du 7 juillet 2010 de l'Autorité de sûreté nucléaire concernant les modalités de prélèvement et de consommation d'eau et de rejets dans l'environnement des effluents liquides et gazeux pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108), « Flamanville 2 » (INB n°109) et « Flamanville 3 » (INB n°167).

### 0.3.1.2. Prescriptions techniques

Les principales prescriptions techniques issues des textes officiels en lien avec la chimie et radiochimies des fluides sont celles associées à l'annexe 4 de l'arrêté ESPN qui précise que « la conception de tout équipement devant être soumis en exploitation à des phénomènes de corrosion, d'érosion, d'abrasion interne ou à d'autres attaques chimiques fait l'objet de mesures appropriées afin de limiter autant que possible le relâchement des produits et d'éviter leur activation ».

### 0.3.1.3. Réglementations Internationales

La chimie des fluides est principalement concernée par la réglementation internationale REACH : Règlement (CE) n° 11907/2006 du Parlement Européen et du Conseil, du 18 décembre 2006 concernant l'Enregistrement, l'Evaluation et l'Autorisation des substances Chimiques, ainsi que les restrictions applicables à ces substances (REACH), instituant une agence européenne des produits chimiques.

En lien avec l'application de la réglementation REACH, le règlement CLP (CE) n° 1272/2008 du Parlement européen relatif à la classification, à l'étiquetage et à l'emballage des substances chimiques et des mélanges facilite la classification de dangers et la mise en place de parades. Concrètement ce règlement permet d'assurer que les dangers associés aux substances chimiques utilisées dans la tranche ainsi que les fluides présents dans les différents circuits de l'installation soient clairement communiqués aux travailleurs dans les différentes phases de la construction de la tranche.

Au titre de base de connaissance et des bonnes pratiques, différents codes et standards d'organismes internationaux (comme l'AIEA (Agence Internationale pour l'Energie Atomique), INPO (Institute of Nuclear Power Operations), EPRI (Electric Power Research Institute), WANO (World Association of Nuclear Operators)) sont considérés comme références sans caractère prescriptif :

- « Design of the reactor Coolant System and Associated System in Nuclear Power Plants » IAEA Safety Standard Series Safety Guide N° NS-G-1.9.
- « Safety of Nuclear Power Plants: Design » IAEA Safety Standards Series No. NS-R-1.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 17/47

STANDARD

- « Radiation protection aspects in the design of nuclear power plants ». IAEA Safety standards series, no NS-G-1.13.
- « Guidelines for the Conduct of Chemistry at Nuclear Power Stations » INPO standard 06-007
- « Chemistry Technician Qualification » INPO standard 82-007.
- « Guidelines for Chemistry at Nuclear Power Plants » WANO GL 2001-08.
- « WANO Performance Objectives and Criteria ». Revision 3. 2012.
- « Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Nuclear Power Plants ». IAEA Safety Standards Series. Safety Guide N° NS-G-22.
- « PWR Primary Water Chemistry Guidelines » Revision 6. EPRI. 2007. 1014986 and Periodical Interim Reviews.
- « PWR Secondary Water Chemistry Guidelines » Revision 7. EPRI. 2000. 1016555 and Periodical Interim Reviews.

### 0.3.2. Textes para-réglementaires

#### 0.3.2.1. Règles fondamentales de sûreté

Conformément à la section 1.7.0, la règle fondamentale de sûreté RFS V2c stipule l'application du document AFCEN intitulé "*Recueil des règles de conception et de construction applicables aux matériels mécaniques (RCC M)*" émis en 1983 et révisé en 1984.

Les matériaux des circuits doivent être sélectionnés conformément aux préconisations du code RCC M et le conditionnement chimique adapté doit être défini en fonction des risques de différents types de corrosion (généralisée, sous contrainte, localisée, etc) et des différents facteurs physico-chimiques influents (température du fluide, concentration admissible des impuretés).

#### 0.3.2.2. Directives techniques

Le pseudo-système « Chimie et Radiochimie des fluides » est concerné par les sections suivantes des Directives Techniques (voir section 1.7.0) :

- « **A.2.7.1 - Expositions professionnelles des travailleurs** » :  
« L'expérience d'exploitation montre que des améliorations possibles des doses individuelles et collectives peuvent résulter de dispositions de conception, par exemple **le choix de matériaux en relation avec une chimie de l'eau appropriée pour éviter les produits de corrosion**, la mise en place de blindages, une meilleure fiabilité des composants, la mise en oeuvre de robots et la facilité d'utilisation. En particulier, le concepteur doit considérer la facilité d'accès aux emplacements de travail, les conditions d'environnement de travail, le développement d'outils spécifiques et de robots de manière à réduire les débits de dose et/ou les durées des interventions ».
- « B.1.3 - Exigences relatives aux tuyauteries secondaires principales » :  
« Pour le circuit secondaire, les ruptures des tuyauteries principales de vapeur entre les générateurs de vapeur et les premiers organes d'isolement à l'extérieur du bâtiment du réacteur ou les premiers points fixes situés après ces organes et des tuyauteries principales d'alimentation en eau situées entre les générateurs de vapeur et les traversées du bâtiment du réacteur pourraient être « exclues » si les exigences suivantes sont satisfaites :
  - de manière générale, des exigences réglementaires et des codes de construction...



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 18/47

STANDARD

- Les points fixes doivent être aussi proches que possible des traversées de l'enceinte de confinement.
  - Les matériaux doivent rester dans le plateau ductile pour les températures les plus basses qui pourraient être rencontrées durant les transitoires, incidents et accidents de référence.
  - Les tuyaux et les coudes doivent être sans soudures.
  - **La chimie de l'eau doit être contrôlée avec une haute fiabilité.**
  - L'installation des circuits doit permettre un accès facile à toutes les surfaces extérieures des tuyauteries ; l'inspection en service des zones soudées doit être possible, en utilisant des méthodes efficaces ».
- « **C.1 – Réduction des fréquences des événements** » :
- « L'objectif de réduction des fréquences des événements initiateurs - comme demandé dans la section **A.1.2** - implique d'évaluer l'expérience d'exploitation pour augmenter, autant que possible, la fiabilité des systèmes et équipements d'exploitation (par exemple le système d'alimentation normale en eau des générateurs de vapeur) et **d'éliminer aussi largement que possible l'apparition de phénomènes pouvant mettre en cause l'intégrité des équipements mécaniques** comme les vibrations, la corrosion, la cavitation... »
- « **C.4.2.1 – Réduction des déchets et démantèlement** » :
- « Le concepteur doit préciser comment il prendra en compte l'objectif de réduction des effluents et des déchets radioactifs indiqué au paragraphe **A.2.7.2** dans le cadre d'un processus d'optimisation. Ceci implique une évaluation détaillée du retour d'expérience existant. Les points suivants doivent notamment être traités :
- **Les spécifications des matériaux pour les composants qui sont en contact avec le réfrigérant primaire.**
  - **La chimie du réfrigérant du réacteur (avantages et inconvénients de modifications possibles de cette chimie).** »

### 0.3.3. Textes EPR spécifiques

Le pseudo-système « Chimie et Radiochimie des fluides » n'est pas concerné par un texte EPR spécifique.

## 0.4. ESSAIS ET SURVEILLANCE EN EXPLOITATION

### 0.4.1. Essais de démarrage

Le pseudo-système « Chimie et Radiochimie de Fluides » doit être conçu pour contribuer à la réalisation d'essais de démarrage permettant :

- d'appliquer un conditionnement chimique adapté à chaque phase d'essais de démarrage selon les objectifs identifiés : rinçage, optimisation de la passivation, mise en propreté,



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 19/47

STANDARD

- de s'assurer que la conception des systèmes en lien avec la chimie et la radiochimie leur permet d'effectuer leurs missions conformément au programme d'essais établi : injection de réactifs, purification et traitement des fluides, échantillonnage et analyses.

#### **0.4.2. Surveillance en exploitation**

Le pseudo-système « Chimie et Radiochimie des fluides » doit être conçu pour assurer la mise en place d'un programme de surveillance en exploitation permettant d'assurer la qualité des fluides selon les phases de fonctionnement normal et les systèmes. Cette surveillance contribue à l'accomplissement des critères fonctionnels qui sont assignés à la chimie et à la radiochimie (voir paragraphe 0.2).

La surveillance des paramètres en lien direct avec la sûreté identifiés dans le Chapitre III des RGE est réalisée au titre du Chapitre IX des RGE.

### **1. RÔLE DU PSEUDO-SYSTÈME « CHIMIE ET RADIOCHIMIE DE FLUIDES »**

#### **1.1. RÔLE GÉNÉRAL**

Le rôle général du pseudo-système « Chimie et Radiochimie des Fluides » consiste à assurer les caractéristiques chimiques et radiochimiques optimales de l'eau véhiculée dans l'ensemble des circuits permettant de contribuer aux fonctions de sûreté et aux missions spécifiques de chaque système.

Etant donné les diverses missions des systèmes ainsi que les différents matériaux des composants, le pseudo-système « Chimie et Radiochimie des fluides » est divisé en deux principaux sous pseudo-systèmes :

- chimie et radiochimie du circuit primaire et des systèmes auxiliaires,
- chimie et radiochimie du circuit secondaire et des systèmes auxiliaires.

#### **1.2. RÔLE DE LA CHIMIE ET RADIOCHIMIE PRIMAIRE**

##### **1.2.1. Chimie du circuit primaire : missions associées au conditionnement chimique du fluide primaire**

Le fluide primaire a trois fonctions principales :

- fonction caloporteur qui consiste à transférer vers les générateurs de vapeur la chaleur générée par la fission nucléaire,
- fonction modérateur consistant au ralentissement des neutrons pour maintenir la réaction neutronique en chaîne,
- fonction contrôle de la réactivité comme support aux grappes de contrôle.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 20/47

STANDARD

Afin d'assurer l'accomplissement de ces fonctions du fluide primaire et de limiter les risques associés aux agressions et les impacts relatifs à la radioprotection et à l'environnement, la chimie du fluide primaire doit :

- Assurer la présence d'un réactif neutrophage dans le circuit primaire ainsi que dans les circuits auxiliaires de sauvegarde pour contribuer à la fonction du contrôle de la réactivité en fonctionnement normal et incidentel/accidentel respectivement,
- limiter la radiolyse de l'eau afin d'éviter la présence des espèces oxydantes,
- limiter la corrosion du matériau des gaines combustible origine de possibles défauts de gainage et ainsi réduire le relâchement de produits de fission et d'actinides dans le circuit primaire,
- prévenir la corrosion localisée des matériaux pouvant conduire à la granulisation et à la fissuration des composants,
- limiter le taux de corrosion généralisée des matériaux, en minimisant notamment la production de produits de corrosion dissous ou en suspension dans le fluide primaire, et en réduisant par conséquent les sources de contamination du circuit et d'augmentation de son activité,
- optimiser le mode de migration des produits de corrosion ainsi que leur re-déposition pour limiter leur circulation, leur activation et leur accumulation sur la gaine du combustible et sur les parties froides du circuit primaire, et minimiser la contamination surfacique des surfaces hors flux,
- limiter les dépôts sur le combustible pouvant conduire à des défauts de gainage par corrosion et/ou des anomalies de flux,
- limiter les niveaux d'activité du circuit primaire afin de respecter les limites des effluents et les doses des intervenants,
- limiter les mélanges explosifs,
- contribuer à la réduction des effluents et déchets tant en quantité qu'en qualité (nature des espèces chimiques, nature des radionucléides, consommation des filtres et résines).

### **1.2.2. Radiochimie du circuit primaire : origine des substances radioactives et surveillance associée**

Conformément au paragraphe 1.2.1, l'optimisation de la chimie du circuit primaire contribue à la réduction de substances radioactives dans le circuit primaire. Une surveillance radiochimique adaptée aux conditions du circuit primaire doit être appliquée en fonction de l'origine des radionucléides, de l'objectif associé au suivi de ces différents produits et de leurs caractéristiques chimiques/radiochimiques.

Selon leur origine les produits radioactifs peuvent être classés en quatre familles :

- Produits de fission provenant du relâchement de défauts des gaines de crayons combustible.

Les activités primaires prépondérantes associées aux produits de fission (isotopes des xénon, kryptons, iodes, césiums et strontium) présents dans le circuit primaire sont celles des isotopes caractérisés par un rendement de fission significatif et une période de vie adaptée : suffisamment long pour traverser le jeu pastille-gaine et la gaine combustible en cas de défaut et suffisamment court pour conduire à des activités représentatives en comparaison avec le nombre des atomes ( $A_i = \lambda_i N$ ).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 21/47

STANDARD

Parmi les isotopes qui vérifient ces caractéristiques, ceux qui sont utilisés au titre de la surveillance de la première barrière sont ceux qui peuvent être mesurés par spectrométrie gamma de manière régulière par le laboratoire des tranches. Le paragraphe 4.2.3.1 justifie l'utilisation du  $^{133}\text{Xe}$  et  $^{135}\text{Xe}$  pour la détection de pertes d'étanchéité combustible au cours des cycles. Certains isotopes donnent des indications sur les caractéristiques des défauts (par exemple le  $^{134}\text{Cs}$  et le  $^{137}\text{Cs}$  qui informent sur l'épuisement des crayons défectueux ou le  $^{134}\text{I}$  indicateur de la dégradation de défauts) tandis que d'autres radionucléides sont difficilement identifiés compte tenu de leurs caractéristiques chimiques et de leur faible mobilité (comme le  $^{90}\text{Sr}$  et  $^{89}\text{Sr}$ ). Le tableau 9.6 TAB 1 compile les caractéristiques des principaux isotopes utilisés dans le cadre de l'évaluation de l'état de gainage combustible.

- Actinides (uranium, plutonium, américium, curium) provenant du relâchement de sévères défauts de gainage et/ou de la contamination résiduelle en matière fissile présente dans le circuit primaire.

La présence des actinides dans le circuit primaire est très limitée. En cas d'une dégradation significative de la gaine combustible, des actinides peuvent être détectés dans le circuit primaire suite à la dissémination de la matière fissile car leurs caractéristiques chimiques rendent difficile leur relâchement dans le circuit primaire. Les activités de ces émetteurs alpha sont donc difficilement mesurables.

Ainsi, au titre de la surveillance de la contamination résiduelle et de la dissémination, l'isotope  $^{134}\text{I}$  est l'indicateur privilégié dans le circuit primaire.

- Produits de corrosion relâchés sous l'action de la corrosion et de l'usure de matériaux dans le circuit primaire et activés par le flux de neutrons dans le cœur du réacteur.

Les principaux produits de corrosion proviennent de l'activation des métaux constitutifs des alliages du circuit primaire (fer, nickel et chrome), et/ou d'éléments constitutifs de certains composants comme le cobalt, l'antimoine ou l'argent dont la présence dans l'EPR a été réduite selon une démarche ALARA.

Les produits de corrosion émetteurs gamma sont ceux qui génèrent majoritairement les débits de doses. Ainsi, au titre de la radioprotection et du suivi de l'intégrité des matériels, la surveillance de certains produits de corrosion facilement mesurables par spectrométrie gamma dans les conditions du circuit primaire ( $^{60}\text{Co}$ ,  $^{58}\text{Co}$ ,  $^{51}\text{Cr}$ ,  $^{122}\text{Sb}$ ,  $^{124}\text{Sb}$ ,  $^{125}\text{Sb}$ ,  $^{110\text{m}}\text{Ag}$ ,  $^{59}\text{Fe}$ ,  $^{54}\text{Mn}$ ) est préconisée. Le tableau 9.6 TAB 2 compile les principaux produits de corrosion suivis dans le circuit primaire.

Le  $^{63}\text{Ni}$  n'est pas suivi de manière régulière dans le circuit primaire car il s'agit d'un émetteur bêta pur sans impact sur la radioprotection et difficilement mesurable avec les appareils de routine des sites. Cependant cet isotope à vie longue (100 ans) fait partie des radionucléides à suivre dans les effluents (voir chapitre 11).

- Produits d'activation provenant de l'activation neutronique de l'oxygène de l'eau primaire et des éléments chimiques dissous (bore, lithium, argon, azote) dans le fluide primaire.

Le tableau 9.6 TAB 3 compile l'ensemble des réactions associées à la formation de produits d'activation dans le fluide primaire. Au titre de la radioprotection, seul le suivi de l'  $^{41}\text{Ar}$  est préconisé de manière régulière car le  $^{16}\text{N}$  et le  $^{17}\text{N}$  sont des émetteurs gamma à vie très courte. Les autres produits d'activation sont des émetteurs bêta à vie longue ( $^{14}\text{C}$ ,  $^3\text{H}$ )<sup>1</sup> suivis dans le cadre des effluents (voir chapitre 11).

1. Le suivi de l'activité tritium dans les piscines BK, BR et IRWST est préconisé au titre de la surveillance de la contamination atmosphérique des bâtiments lors des arrêts du fait de l'évaporation de l'eau des piscines.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 22/47

STANDARD

L'ensemble de ces radionucléides contenus dans le fluide primaire et issus de produits d'activation, de corrosion ou de fission, constitue le terme source primaire<sup>2</sup> dont la quantification est présentée dans le sous-chapitre 11.1 et l'utilisation dans les chapitre 12 et chapitre 15 vis-à-vis de la radioprotection et des conséquences radiologiques respectivement.

### **1.3. RÔLE DE LA CHIMIE ET RADIOCHIMIE SECONDAIRE**

Le générateur de vapeur utilise la puissance thermique extraite du cœur par l'eau du circuit primaire pour produire, à partir de l'eau d'alimentation (provenant du système ARE, AAD ou ASG selon les conditions de fonctionnement normal ou incidentelle/accidentelle), la vapeur nécessaire au circuit secondaire et au fonctionnement du groupe turbo alternateur.

Le fluide secondaire contribue donc à la fonction de refroidissement du primaire et au transfert de la vapeur. Le conditionnement chimique de l'eau du circuit secondaire contribue à l'accomplissement de ces fonctions en visant les objectifs suivants :

- limiter les phénomènes de corrosion des matériels constitutifs du circuit (poste d'eau et GV) et les conséquences potentielles sur le maintien de leur intégrité ainsi que les phénomènes de dépôts pouvant mener à des dégradations ou au colmatage,
- limiter les impacts sur l'environnement (rejets et déchets),
- L'eau du circuit secondaire est non radioactive, néanmoins un suivi de l'activité dans l'eau des systèmes du circuit secondaire permet la détection d'éventuelles fuites primaires/secondaires.

## **2. BASES DE CONCEPTION**

Les critères fonctionnels identifiés dans le paragraphe 0.2 sont basés sur une série d'hypothèses en lien avec les fonctions de sûreté. Ces hypothèses sont exprimées via des paramètres physico-chimiques/radiochimiques associés à des critères quantitatifs.

### **2.1. HYPOTHÈSES RELATIVES À LA CHIMIE ET À LA RADIOCHIMIE DIRECTEMENT ASSOCIÉES À LA SÛRETÉ**

#### **2.1.1. Hypothèses relatives aux critères fonctionnels associés au « contrôle de la réactivité ».**

##### **2.1.1.1. Détermination et quantification du paramètre directement associé au contrôle de la réactivité.**

Conformément au sous-chapitre 4.3, le fluide primaire est conditionné avec du bore pour contribuer au contrôle de la réactivité due aux propriétés neutrophages de l'isotope <sup>10</sup>B.

---

2. Les actinides (émetteurs alpha) ne sont pas considérés dans la définition des termes sources de référence compte tenu de leur difficile détection du fait de leurs très faibles concentrations et de leur comportement chimique. Le suivi de l'<sup>134</sup>I selon les préconisations des spécifications radiochimiques permet d'identifier le risque de contamination alpha et d'anticiper les parades.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 23/47

STANDARD

Les concentrations en  $^{10}\text{B}$  du fluide primaire ainsi que des circuits auxiliaires doivent être définies sur la base des hypothèses ci-dessous :

- La concentration de  $^{10}\text{B}$  dans le RCP doit être dimensionnée pour compenser les variations lentes de réactivité en fonctionnement normal selon les spécifications du sous-chapitre 4.5 :
  - la variation de température du modérateur lors du passage de l'arrêt à froid à l'arrêt à chaud,
  - la variation d'empoisonnement xénon et d'empoisonnement samarium résultant d'un changement du niveau de puissance ou d'un changement de position des grappes,
  - l'excédent de réactivité requis pour compenser les effets de l'appauvrissement du combustible fissile et de l'accumulation des produits de fission à longue durée de vie,
  - l'épuisement du poison consommable,
  - les critères d'arrêt pour rechargement du combustible.
- Les concentrations en  $^{10}\text{B}$  du PZR et du RCP doivent être homogènes afin d'éviter un possible risque d'introduction d'un bouchon d'eau dans le cœur et un déséquilibre de puissance en cas de vidange rapide du PZR. Ainsi, il est nécessaire d'assurer le suivi de la concentration en  $^{10}\text{B}$  de la phase liquide du pressuriseur afin de vérifier que l'écart maximum prescrit n'est pas atteint.
- La concentration en  $^{10}\text{B}$  dans les bâches RBS doit être dimensionnée pour couvrir les scénarios :
  - PCC2 à PCC4 via une borication [ ] du circuit primaire lors du refroidissement du circuit primaire permettant de passer de l'état contrôlé à l'état sûr (ou si besoin pour atteindre l'état contrôlé). Ces scénarios incluent par exemple l'arrêt automatique réacteur.
  - ATWS (condition RRC-A) afin d'assurer une borication automatique du RCP nécessaire pour arrêter le réacteur (cœur sous critique),
  - Haut flux neutronique détecté sur les capteurs de flux via une borication automatique,
  - En cas d'Accident de Perte de Réfrigérant Primaire petite bêche (APRP) lorsque la concentration en bore du fluide injecté via l'injection de sécurité (RIS) n'est pas suffisante pour atteindre la concentration en bore requise pour la connexion du RIS-RA (le RCV étant considéré indisponible).
- La concentration en  $^{10}\text{B}$  dans l'IRWST doit être dimensionnée pour apporter l'antiréactivité nécessaire au cœur via le système RIS-RA afin d'éviter un retour en criticité en respectant les critères du combustible dans les conditions accidentelles associées à :
  - une extraction de chaleur rapide par le circuit secondaire (PCC-3 et 4),
  - un APRP ou un accident de rupture de tuyauterie vapeur.
- Les concentrations maximales en bore total des systèmes RBS, IRWST et RCP doivent être limitées en conformité avec les conditions initiales prises en considération dans les études APRP. En cas de brèche primaire, le refroidissement du cœur doit être assuré en évitant parallèlement la cristallisation du bore dans le cœur compte tenu du risque de dilution hétérogène associée.

Le tableau 9.6 TAB 4 compile l'origine et les données d'entrée nécessaires à la détermination de la concentration en  $^{10}\text{B}$ , le tableau 9.6 TAB 5 fournit les facteurs de conversion entre les différentes magnitudes associées au contrôle du bore, le tableau 9.6 TAB 6 synthétise les critères associés au fonctionnement normal (PCC1), le tableau 9.6 TAB 7 compile les critères relatifs aux scénarios PCC2-PCC4 et le tableau 9.6 TAB 8 les critères associés aux scénarios RRC-A et Accident Grave.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 24/47

STANDARD

**2.1.1.2. Détermination et quantification des paramètres contribuant de manière indirecte au contrôle de la réactivité**

En fonctionnement normal, la concentration en bore total des bâches du système REA constitue un paramètre contribuant de manière indirecte au contrôle de la réactivité dans le circuit primaire. Cette concentration doit être déterminée en considérant les utilisations suivantes au cours des cycles :

- la protection du circuit primaire contre les risques de dilutions homogène ou hétérogène via les appoints effectués à partir des bâches REA de stockage.

En puissance, la concentration en bore total dans le système REA (devant être injectée dans le RCP par l'intermédiaire du système RCV) doit être suffisante pour ramener le cœur à l'état de sous-criticité en arrêt à froid, en tenant compte de la réactivité due à la décroissance du Xénon.

Lors des variations de charge et au cours des arrêts, la concentration en bore du REA doit permettre d'ajuster la concentration de  $^{10}\text{B}$  dans le RCP selon les requis de réactivité.

- le remplissage des bâches RBS, de la piscine PTR et IRWST ainsi que l'appoint des piscines PTR et IRWST à partir de la bache de préparation.

Pour l'ensemble des systèmes borés, lorsque les concentrations en  $^{10}\text{B}$  sont définies en fonction des requis neutroniques, la concentration totale en bore doit être déterminée en considérant comme hypothèse de dimensionnement l'enrichissement (teneur isotopique en  $^{10}\text{B}$ ) du bore utilisé. Ce paramètre constitue un critère de conception essentiel ayant un impact sur :

- le dimensionnement des bâches RBS et REA,
- le dimensionnement de la ventilation et la régulation de la température dans les locaux et systèmes pour limiter les risques de cristallisation du bore dans les circuits véhiculant de l'eau borée, en fonction :
  - de la concentration en bore total contenue en chaque portion des circuits,
  - des exigences fonctionnelles sûreté des systèmes (section 3.2.2).
- les rejets de bore,
- la détermination de la coordination bore-lithium pour atteindre le pH optimal à 300°C.

Sur l'EPR, il a été décidé l'injection de bore enrichi avec un enrichissement minimal de [ ] atomique [ ] sans prise en compte de la déplétion de bore et sans intégration des incertitudes (associées aux processus de fabrication, transport et/ou mesure). Ceci constitue une différence essentielle par rapport aux tranches en exploitation du parc qui utilisent du Bore Naturel avec une teneur isotopique en  $^{10}\text{B}$  de l'ordre de [ ].

Le tableau 9.6 TAB 5 fournit les facteurs de conversion entre les différentes magnitudes associées au contrôle du bore en considérant la teneur isotopique minimale de [ ].



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 25/47

STANDARD

### 2.1.2. Hypothèses relatives aux critères fonctionnels associés au « confinement des substances radioactives ».

Les paramètres associés aux critères fonctionnels définis dans le paragraphe 0.2.3 permettant de contribuer au confinement des substances radioactives sont identifiés en fonction de l'intégrité des barrières. Le tableau 9.6 TAB 9 synthétise l'ensemble de ces paramètres avec les critères associés.

Selon la nature des paramètres, ceux-ci peuvent avoir un rôle de prévention, de détection et/ou de mitigation.

#### 2.1.2.1. Détermination et quantification des paramètres directement associés à l'intégrité de la première barrière

Le critère fonctionnel concernant « l'interdiction du rechargement volontaire des assemblages combustible non étanches » doit être accompli via :

- le suivi de produits de fission dans le circuit primaire : la déclaration de présomption de défaut de gainage au cours du cycle (état A) est basée sur l'activité en  $^{133}\text{Xe}$  et le rapport des activités des Xénons ( $^{133}\text{Xe} / ^{135}\text{Xe}$ ). Lorsque ces paramètres dépassent les critères définis pour la détection de pertes d'étanchéité des crayons combustible ( $^{133}\text{Xe} > 1000 \text{ MBq/t}$  ou  $^{133}\text{Xe}/^{135}\text{Xe} > 0,9$  avec  $^{133}\text{Xe} > 185 \text{ MBq/t}$ ), le cycle est considéré en présomption de défaut et les actions nécessaires sont mises en place lors de l'arrêt pour identifier les assemblages non étanches.
- la mise en place de dispositifs et de procédures de ressuage adaptés à la conception EPR permettant d'identifier les assemblages non étanches au cours des arrêts pour rechargement combustible (ASR, VP, VD). Les opérations et les critères à appliquer sont détaillés dans la référence [2].

Le critère fonctionnel, relatif au respect des conditions initiales des études de conséquences radiologiques des PCC, est basé sur le suivi et la limitation de trois paramètres :

- l'activité du circuit primaire en équivalent en iode 131 (Eq.  $^{131}\text{I}$ ) en régime stabilisé au cours des cycles (état A) (limitée à 20 GBq/t conformément au sous-chapitre 15.3),
- l'activité du circuit primaire en équivalent en iode 131 (Eq.  $^{131}\text{I}$ ) lors des transitoires de puissance au cours des cycles (état A) et lors des arrêts (états B, C, D) (limitée à 150 GBq/t conformément au sous-chapitre 15.3),
- l'activité du circuit primaire en somme des gaz rares ( $\Sigma\text{Gaz}$ ) en puissance stable est limitée [ ] conformément au chapitre III des RGE. Le dépassement de ce seuil est un initiateur pour vérifier que l'activité en Eq.  $^{131}\text{I}$  lors des transitoires importants de puissance ne dépasse pas l'activité limite en Eq.  $^{131}\text{I}$  [ ] .



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 26/47

STANDARD

**2.1.2.2. Détermination et quantification des paramètres directement associés à l'intégrité de la deuxième et de la troisième barrière**

Le débit de fuite primaire/secondaire est considéré comme l'indicateur permettant l'identification de la perte d'intégrité de la deuxième barrière. La détection de fuites primaire/secondaire s'appuie sur des mesures d'activité et de débit du circuit secondaire :

- En puissance (états A et B), le contrôle du débit de fuite primaire/secondaire via la voie azote 16 de la chaîne KRT-VVP permet de détecter une RTGV et de vérifier la cohérence avec les études de conséquences radiologiques,
- En situation post-accidentelle, les mesures de l'activité Gamma Total via les chaînes KRT du système APG-RES et du système VVP assurent le contrôle de la fonction associée à l'intégrité des GV.

De manière particulière, dans les états C, D, E (domaines d'études correspondant à l'ouverture de la troisième barrière associés aux domaines d'exploitation AN/RIS-RA, API et APR), l'activité en Eq. <sup>131</sup>I sur le fluide primaire avant la rupture de la troisième barrière doit être inférieure à une activité seuil [ II ]. Cette valeur limite est couverte par les hypothèses des études de conséquences radiologiques PCC en états d'arrêt (voir sous-chapitre 15.3).

Dans le cadre des accidents graves ou en APRP, le risque de volatilisation de l'iode dans l'enceinte doit être limité via :

- Le contrôle de la teneur massique en soude des réservoirs EVU pour assurer le respect des requis associés au pH fixés par les études des conséquences radiologiques en conditions PCC-4 et RRC-A<sup>3</sup> (voir chapitre 15 et chapitre 19). Une teneur entre [ ] devra être assurée en permanence.
- L'implémentation des moyens pour assurer l'injection de la soude dans l'IRWST et son alcalinisation [ II ] conformément aux études de conséquences radiologiques (voir sous-chapitre 15.3).
- Le contrôle de la concentration en bore total des systèmes borés afin d'assurer la conformité avec les conditions initiales des études de conséquences radiologiques. En effet, la concentration de la soude du système EVU a été dimensionnée en fonction de la quantité d'acide borique pouvant être injectée dans l'IRWST en situation accidentelle et qui doit être neutralisée pour limiter la volatilisation de l'iode dans l'enceinte.

3. Les situations nécessitant l'injection de soude sont : Scénarios PCC4 (Ouverture Intempestive de Soupape Pressuriseur, APRP BI, Ejection de Grappe), Scénarios RRC-A (Perte totale de l'alimentation en eau des GV-Etat A).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 27/47

STANDARD

## 2.2. HYPOTHÈSES RELATIVES À LA CHIMIE ET À LA RADIOCHIMIE ASSOCIÉES À LA PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS

Le risque d'explosion interne associé à la chimie est limité en considérant les hypothèses suivantes :

Au titre de la prévention :

- Les quantités de réactifs à injecter dans le circuit primaire pouvant conduire à un mélange explosif (hydrazine ( $N_2H_4$ ) et peroxyde d'hydrogène ( $H_2O_2$ )) doivent être déterminées en fonction des concentrations d'oxygène et d'hydrogène dissous à éliminer du fluide primaire.
- Conformément au requis du chapitre 3, l'injection de peroxyde d'hydrogène et d'hydrazine est effectuée dans des lignes séparées via les dispositifs intégrés dans le système RCV.
- Minimisation du risque hydrogène dans le RDP lors des essais périodiques de soupapes en réduisant la quantité d'hydrogène transféré au RDP via l'arrêt de la station d'hydrogénation.

Au titre de la surveillance :

- Les concentrations d'hydrogène dans la phase gaz des systèmes doivent être limitées à leur Limite Inférieure d'Inflammabilité (LII) :  $[H_{2gaz}] < 4\%vol$  conformément à la section 3.4.6. Ce seuil constitue une hypothèse de dimensionnement des systèmes :
  - du système TEG en charge d'assurer le balayage à l'azote des capacités et la recombinaison de l'hydrogène et de l'oxygène dans la boucle TEG,
  - des lignes de dégazage du PZR qui permettent d'éviter l'accumulation de l'hydrogène dans le PZR.
- Les concentrations dissoutes en hydrogène et oxygène dans le circuit primaire doivent être bornées. Ainsi, la concentration maximale de l'hydrogène ( [ ] en puissance) et la concentration maximale d'oxygène [ ] dans le circuit primaire et [ ] dans l'eau des baches aérées selon la température de saturation) sont des hypothèses de dimensionnement du système TEG et de la station d'hydrogénation du système RCV.
- Le suivi de la teneur gaz de l'hydrogène et de l'oxygène doit être effectué de manière continue dans la boucle TEG et de manière ponctuelle dans les baches diphasiques.

Les critères chimiques relatifs à la protection contre l'explosion interne des systèmes sont précisés dans le tableau 9.6 TAB 10.

Les concentrations en hydrogène ainsi que de substances chimiques incompatibles à l'intérieur des systèmes constituent des données d'entrée pour les études agression dans les locaux.

## 2.3. HYPOTHÈSES RELATIVES À LA CHIMIE ET À LA RADIOCHIMIE ASSOCIÉES INDIRECTEMENT À LA SÛRETÉ

Le conditionnement chimique des circuits est sélectionné en fonction du risque de corrosion des matériaux en contact avec le fluide véhiculé en considérant les enjeux associés à l'intégrité des barrières, la radioprotection et l'environnement. Le tableau 9.6 TAB 9 synthétise l'ensemble de paramètres chimiques et radiochimiques avec les critères correspondants.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 28/47

STANDARD

Le conditionnement chimique préconisé pour les systèmes de l'EPR est le résultat de la prise en compte des référentiels internationaux (voir paragraphe 0.3.1) et du référentiel du Parc en exploitation ([4]).

### 2.3.1. Conditionnement chimique et contrôle radiochimique du circuit primaire

Le conditionnement chimique préconisé pour le circuit primaire de l'EPR est basé sur les hypothèses de conception ci-dessous :

- la limitation de l'utilisation des alliages durs dans le circuit primaire (tels que les Stellites™), la limitation de la teneur résiduelle en cobalt des alliages en contact avec le fluide primaire et l'utilisation de matériaux résistant à la corrosion,
- l'optimisation de la gamme de fabrication des tubes de générateurs de vapeur (GV) en alliage [ ], conduisant à une diminution des vitesses de relâchements en produits de corrosion.

Les moyens chimiques appliqués pour assurer les rôles du conditionnement chimique primaire sont :

- l'injection de bore sous forme d'Acide Borique Enrichi en  $^{10}\text{B}$  (ABE) pour répondre aux exigences neutroniques, limiter le volume des capacités borées et limiter les concentrations nécessaires de lithine pour atteindre le pH optimal.
- l'injection de lithine sous forme d'hydroxyde de lithium enrichi en  $^7\text{Li}$  pour compenser l'acidité de l'acide borique et maintenir un pH légèrement basique, à une valeur visée de [ ] permettant d'obtenir le compromis entre la réduction :
  - de la corrosion généralisée des matériaux et en conséquence du relâchement de produits de corrosion,
  - du transfert de produits de corrosion entre les régions hors flux et le combustible,
  - de la formation de dépôts sur la gaine combustible.

L'injection automatique de lithine par le système RCV contribue à maîtriser la plage attendue en lithium dans le circuit primaire. Le choix d'injecter la lithine enrichie en  $^7\text{Li}$  contribue à diminuer les rejets de tritium car la production de tritium par activation du  $^7\text{Li}$  est inférieure à celle provenant du  $^6\text{Li}$ .

Alors qu'une concentration maximale en lithium au début du cycle [ ] doit être limitée selon les préconisations des fournisseurs combustible afin d'éviter le risque de corrosion de la gaine combustible, une concentration minimale de lithium doit également être assurée vis-à-vis de la radioprotection associée aux produits de corrosion afin d'atteindre le pH optimal permettant de réduire la génération, l'activation, le transfert et la déposition du terme source.

- l'injection de zinc sous forme d'acétate de zinc appauvri en  $^{64}\text{Zn}$  permettant de contribuer à la réduction de :
  - la corrosion généralisée et sous contrainte des matériaux,
  - la déposition de cobalt sur les surfaces hors flux permettant de réduire la contamination des circuits,
  - la déposition de produits de corrosion sur le combustible compte tenu de la réduction du terme source.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 29/47

STANDARD

Les dispositions de conception du système RCV de l'EPR permettent une injection continue de zinc. Le choix d'injecter du zinc appauvri en  $^{64}\text{Zn}$  contribue à diminuer la production de  $^{65}\text{Zn}$  par activation de l'isotope  $^{64}\text{Zn}$  et la dose associée.

- l'injection d'hydrogène au cours des cycles doit assurer une concentration minimale pour limiter la radiolyse de l'eau et maintenir un potentiel redox suffisamment bas pour limiter la corrosion généralisée des métaux. A ce titre la concentration basse en hydrogène contribue au maintien de l'intégrité de la deuxième barrière à moyen-long terme.

La surveillance de la concentration maximale en hydrogène est effectuée au regard de deux objectifs : la protection à moyen-long terme de la tenue de l'alliage combustible (protection de l'intégrité de la première barrière) et la prévention du risque de mélange hydrogène et oxygène (prévention du risque d'explosion interne).

Le contrôle de ces concentrations en hydrogène dissous du RCP constitue :

- une hypothèse de dimensionnement de la station d'hydrogénation du système RCV et de fonctionnement du système TEG,
  - un moyen de prévention du risque hydrogène dans le système TEG et les systèmes connectés permettant de contribuer à isoler les process générateurs d'hydrogène et à éviter le by-pass du recombineur ainsi que la perte d'efficacité du balayage TEG.
- l'injection d'hydrazine ( $\text{N}_2\text{H}_4$ ) dans le RCP préconisée :
    - au cours des démarrages pour éliminer l'oxygène accumulé pendant l'arrêt de la tranche dû aux phases de ventages afin de respecter [ II ],
    - lors des arrêts avant la connexion des trains RIS-RA pour éliminer l'oxygène provenant de l'eau IRWST des trains.
  - l'injection de peroxyde d'hydrogène ( $\text{H}_2\text{O}_2$ )<sup>4</sup> dans le RCP appliquée au cours des arrêts afin d'assurer une oxygénation forcée du fluide primaire permettant la mise en solution des produits de corrosion et favorisant leur purification avant l'arrêt de la dernière pompe primaire.
  - la limitation des impuretés chimiques dans le fluide primaire permettant d'éviter les phénomènes de corrosion localisée (chlorures, fluorures, sulfates) et de limiter la formation de dépôts sur le combustible (zéolithes).
  - le respect des seuils associés aux impuretés, assuré par le contrôle de la qualité des appoints et par les filtres et déminéraliseurs du poste de purification RCV. Ces seuils ne constituent pas des hypothèses de dimensionnement du circuit primaire ou des systèmes auxiliaires.
  - l'optimisation de la passivation et la mise en propreté des circuits lors des essais de démarrage.

Par rapport à la protection de l'environnement, l'activité primaire en  $^{133}\text{Xe}$  en amont du basculement des effluents gazeux entre TEG et EBA doit être limitée. Ceci constitue un moyen de prévention vis-à-vis du relâchement des gaz rares.

---

4. L'injection de peroxyde d'hydrogène pour favoriser la dissolution et ainsi la purification des produits de corrosion constitue la pratique à privilégier. Néanmoins, en cas d'aléa pouvant conduire à empêcher l'injection de peroxyde d'hydrogène, des dispositions complémentaires permettent d'assurer l'oxygénation à l'air du fluide primaire.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 30/47

STANDARD

Au titre de la radioprotection vis-à-vis des produits de fission et des actinides les paramètres suivants sont contrôlés :

- l'activité volumique de l'iode 134 du circuit primaire en puissance stable afin d'identifier un possible risque d'activité alpha à cause d'une éventuelle dissémination et/ou contamination résiduelle de matière fissile,
- l'activité volumique de l'iode 131 du circuit primaire lors de la rupture de l'intégrité de la première barrière afin de limiter les doses à cause de la contamination en iode dégazé dans l'atmosphère du bâtiment réacteur.

L'ensemble de ces actions doivent être mises en place en considérant les bénéfices par rapport à la contamination des circuits, la radioprotection des intervenants (voir chapitre 12) et la réduction des rejets ou déchets radioactifs tout en limitant les impacts environnementaux (voir chapitre 11).

### **2.3.2. Conditionnement chimique du circuit secondaire**

Les risques associés au circuit secondaire sont de deux natures : corrosion et déposition. Les hypothèses associées à la chimie permettant de réduire ces risques selon le type de matériaux sont identifiées ci-dessous :

- Les risques associés à la corrosion-érosion des aciers non ou faiblement alliés pouvant conduire à l'encrassement et au colmatage des GV sont limités par le choix à la conception des matériaux suivants :
  - absence d'échangeurs en alliages cuivreux dans le circuit eau/vapeur ce qui permet de mettre en œuvre un conditionnement à un pH plus alcalin,
  - présence d'acier inoxydable ou acier carbone à teneur en chrome suffisante dans les zones sensibles à la corrosion-érosion pour limiter leur dégradation et les risques d'encrassement et de colmatage.
- Les risques associés à la corrosion côté secondaire des tubes GV ou à la consolidation des dépôts dans les GV sont limités par les matériaux et les choix de conception du circuit secondaire suivants :
  - le choix de l'Inconel [ ] pour le faisceau tubulaire des GV,
  - la géométrie des plaques entretoises du GV qui présente une configuration trifoliée, avec une amélioration de la circulation du fluide permettant de limiter notamment les risques de surconcentration des polluants dans les zones confinées,
  - la conception optimisée du condenseur (notamment vis-à-vis de l'étanchéité de son faisceau tubulaire, afin de limiter les risques de pollutions par entrée d'eau brute),
  - un système d'épuration du circuit secondaire (ATD) prévu à la conception pour limiter l'apport de polluants et d'oxydes métalliques aux démarrages de la tranche.

Les moyens chimiques associés aux rôles du conditionnement chimique secondaire sont :

- contrôle et maintien d'un pH suffisamment alcalin : le conditionnement chimique de l'eau alimentaire et de l'eau du générateur de vapeur est réalisé par l'ajout de bases volatiles de type ammoniacale (morpholine ou éthanolamine) qui permet d'atteindre les valeurs de pH préconisées.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 31/47

STANDARD

L'objectif principal du choix des réactifs de conditionnement pour le contrôle du pH est d'obtenir les conditions permettant d'avoir la plus faible vitesse de corrosion pour les différents matériaux présents dans le circuit eau/vapeur à la température de fonctionnement, conduisant au transport de fer le plus faible.

- contrôle et maintien d'un milieu réducteur convenable : de l'hydrazine est également ajoutée dans l'eau secondaire afin de consommer l'oxygène dissous et ainsi réduire les oxydes métalliques dans l'eau du circuit secondaire.

Les risques associés au stockage et à la manipulation des amines sont fournis dans le sous-chapitre 3.8.

De manière globale le respect des spécifications relatives à la chimie de l'eau à la purge et à l'eau alimentaire des générateurs de vapeur constitue le moyen d'obtenir un contrôle chimique efficace dans tout le circuit secondaire. Les principaux paramètres relatifs au conditionnement chimique et aux impuretés du fluide secondaire sont précisés dans le Document Standard des Spécifications Chimiques en vigueur. Les aspects généraux ci-dessous sont à souligner :

- Du fait de leur conception, les GV à circulation naturelle sont le siège de la concentration des impuretés. Ainsi, la surveillance des pollutions et la limitation des risques vis-à-vis des matériaux sont effectuées par un suivi au niveau des purges APG où les polluants sont plus concentrés, car ce point offre une meilleure sensibilité de détection des polluants que l'eau d'alimentation des GV. Le suivi conjoint de la conductivité et du sodium au niveau des purges GV permet d'identifier la plupart des situations de pollutions,
- Une surveillance complémentaire est assurée au niveau du condenseur CEX (pour pouvoir appliquer la conduite à tenir vis-à-vis des entrées d'eau brute ou des entrées d'air) et sur l'eau alimentaire des GV.

### **2.3.3. Conditionnement chimique des systèmes auxiliaires**

Les systèmes auxiliaires primaires et secondaires doivent présenter une qualité d'eau compatible avec celles du circuit primaire ou secondaire pour s'assurer qu'au cours des appoints le respect des critères chimiques et radiochimiques du fluide primaire ou secondaire ne soit pas mis en cause.

Les assemblages combustibles sont protégés au cours de leur entreposage dans la piscine PTR de désactivation selon le paragraphe §9.1.2.4.3. Le contrôle chimique de l'eau de la piscine ainsi que les moyens de purification contribuent à minimiser le risque d'endommagement de la première barrière. Les risques de corrosion de la gaine combustible et de dépôts sur les assemblages sont réduits via la limitation d'impuretés et produits de corrosion.

Les circuits en contact avec de l'air qui contiennent des aciers au carbone (RRI, TRI, EVU intermédiaire, DER, DEL, DEQ, SEL, TEU, SRI) sont conditionnés avec du phosphate trisodique ( $\text{Na}_3\text{PO}_4$ ) afin d'inhiber la corrosion généralisée des matériaux. Spécifiquement le contrôle du pH du circuit RRI en puissance et lors des phases transitoires constitue un moyen de prévention vis-à-vis de l'intégrité de la troisième barrière à moyen-long terme.

Les systèmes de sauvegarde ASG, EVU, RIS-IRWST, RBS doivent être contrôlés au cours des cycles avec deux objectifs. D'une part, pour prévenir et limiter la dégradation de leurs matériels et, d'autre part pour assurer que leur utilisation lors des essais périodiques ne dégrade pas l'intégrité des barrières :

- alcalinisation d'IRWST par la soude provenant des bâches EVU en phase incidentelle/accidentelle PCC, RRC-A et Accident Grave





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 32/47

STANDARD

- borication via le bore stocké dans RBS ou RIS-Accumulateurs dans le cadre des scénarios PCC, RRC-A et Accident Grave
- refroidissement des GV par l'eau ASG (l'eau déminéralisée conditionnée provenant du système SER) lorsque le système AAD n'est pas disponible et pendant les scénarios PCC2-PCC4.

### 3. DESCRIPTION – FONCTIONNEMENT

L'accomplissement des rôles associés au pseudo-système « Chimie et Radiochimie des fluides » est basé sur les interfaces entre les systèmes en charge du conditionnement chimique ou de la purification des fluides et la surveillance des paramètres chimiques et radiochimiques.

#### 3.1. DESCRIPTION DES SYSTÈMES EN INTERFACE AVEC LE PSEUDO-SYSTÈME CHIMIE DES FLUIDES

Trois types de composants sont support au pseudo-système Chimie de Fluides.

##### 1. Composants en charge de l'injection de réactifs

Les réactifs utilisés dans le circuit primaire (hors l'acide borique) sont injectés via les dispositifs intégrés dans le système RCV. La conception et le fonctionnement des stations d'injection de lithine, hydrogène, acétate de zinc, hydrazine et peroxyde d'hydrogène sont décrits dans la section 9.3.2.

La solution d'acide borique (non recyclée) est préparée et injectée via REA (voir section 9.3.4) au circuit primaire, au PTR (voir section 9.1.3), au RIS-Accumulateurs, à l'IRWST (voir sous-chapitre 6.3) et au RBS (voir sous-chapitre 6.7). La conception de l'EPR permet de recycler le bore utilisé via l'unité de traitement du TEP (voir section 9.3.3).

Le conditionnement chimique du circuit secondaire est effectué via l'injection de réactifs provenant du système SIR. Dans le cas où des injections d'eau ASG (remplie par SER) vers les générateurs de vapeur sont à réaliser (voir sous-chapitre 6.6), le système SIR assure le conditionnement en amines et hydrazine en amont des générateurs de vapeur.

##### 2. Composants en charge de la purification des fluides

La qualité d'eau primaire est assurée par son traitement dans les filtres et résines des déminéraliseurs des systèmes RCV (voir section 9.3.2) et TEP (voir section 9.3.3). Par ailleurs, un balayage continu à l'azote des bâches connectées au système TEG (RPE, RCV, TEP, REN, RDP) contribue à réduire les concentrations des gaz dissous dans le circuit primaire et dans les fluides transférés aux circuits auxiliaires au cours du cycle. En concomitance du balayage continu du TEG (voir section 11.1.4), les dégazeurs du système TEP permettent d'accélérer l'élimination :

- des gaz rares et de l'oxygène dans le fluide primaire : via le dégazeur grand débit [ ] en amont et pendant les arrêts et lors des démarrages de la tranche,
- des gaz rares dissous dans les distillats : via le dégazeur [ ] avant leur ré-injection dans le circuit primaire ou leur évacuation vers TEU (en cas d'activité en tritium élevée),
- de l'oxygène contenu dans l'eau SED : via le dégazeur [ ] permettant d'injecter de l'eau déminéralisée dégazée pour compenser les éventuels rejets.

La chaîne de purification du système PTR (voir section 9.1.3) permet d'assurer le respect des critères chimiques et radiochimiques des piscines PTR (piscines BR et BK) et de l'IRWST. Au cours de l'arrêt (en état F avec le combustible déchargé), la conception de l'EPR permet la



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 33/47

STANDARD

purification simultanée de l'IRWST et de la piscine PTR de désactivation grâce à l'utilisation de la chaîne RCV et PTR.

La station de traitement d'APG (voir sous-chapitre 10.7) permet de purifier les purges des générateurs de vapeur avant leur rejet au condenseur tandis que le dégazage de l'eau alimentaire aux générateurs de vapeur est effectué par le système ADG (voir sous-chapitre 10.4). En phase de démarrage, le conditionnement thermique et l'épuration de l'eau alimentaire des générateurs de vapeur sont assurés par le système ATD.

### 3. Composants en charge de la surveillance des paramètres

La surveillance de la qualité des fluides est effectuée par l'analyse des prélèvements et/ou par le suivi en continu des automates.

Le contrôle de la concentration de bore dans le circuit primaire est assuré par la mesure en continue des boremètres des systèmes RCV et REN. Ce dernier permet également le contrôle de la concentration en bore dans les systèmes PZR et RIS/RA.

Dans le cadre particulier de la protection contre l'accident de dilution homogène pendant les états C, D et E, l'efficacité de la mesure manuelle de la concentration en bore effectuée par prélèvement sur le système est valorisée comme moyen de prévention du risque de retour en criticité suite à la dilution homogène du scénario étudié dans la section 15.2.4p.

Le système REN (voir section 9.3.1) comporte l'ensemble des lignes d'échantillonnages du circuit primaire ainsi que des systèmes auxiliaires primaires (PTR, RCV, REA, RIS/RA, TEP, RPE du BAN). Le système RES (voir section 9.3.1) est en charge de l'échantillonnage des générateurs de vapeur (APG), tandis que le système SIT permet l'échantillonnage des systèmes auxiliaires secondaires (ABP, ADG, APA, AHP, GSS, GPV, SRI, CVI, ATD, CEX).

Le système REN est équipé d'analyseurs permettant la mesure en continu du bore, de l'oxygène, de l'hydrogène et de la conductivité (permettant la détermination de la concentration en lithium) dans le circuit primaire. La qualité de l'eau des GV (concentration en sodium, conductivité totale et cationique) est également suivie en continue via les analyseurs du système RES.

Certains systèmes sont également équipés d'automates spécifiques permettant la mesure en continue de paramètres : cabinets de mesure d'hydrogène et oxygène du TEG, conductivimètre et oxygénomètre du TEP, analyseurs du système SIT pour les différentes lignes CEX, GSS, AHP/ADG, VPU (oxygénomètres, pH-mètres, conductivimètres, sodium-mètre, hydrazinmètre selon les lignes).

## 3.2. CARACTÉRISATION DES PARAMÈTRES CHIMIQUES ET RADIOCHIMIQUES

Tout paramètre chimique ou radiochimique est associé à :

- un indicateur (concentration de réactifs, concentration des impuretés ou activité des radionucléides),
- un système élémentaire,
- un domaine de fonctionnement de la tranche.

Ces trois composants permettent de définir la surveillance adaptée à chaque paramètre selon les valeurs attendues, les valeurs limites et les périodicités d'analyse spécifiées dans les Chapitres III et IX des RGE, dans le Document Standard des Spécifications Chimiques ou dans le Document Standard des Spécifications Radiochimiques.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 34/47

STANDARD

## 4. ANALYSE DE SÛRETÉ

### 4.1. CONFORMITÉ À LA RÉGLEMENTATION

Le pseudo-système « Chimie et Radiochimie des fluides » est conforme à la réglementation générale en vigueur (voir le sous-chapitre 1.7) et ne fait pas l'objet de dérogations particulières.

### 4.2. RESPECT DES CRITÈRES FONCTIONNELS

#### 4.2.1. Contrôle de la réactivité

##### 4.2.1.1. Contrôle de la concentration en bore

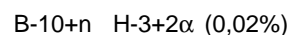
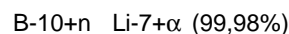
La concentration en  $^{10}\text{B}$  et la concentration de bore total dans le circuit primaire sont fournies en continu par les boremètres REN et RCV<sup>5</sup>. La concentration primaire en bore total permettant d'évaluer le risque de cristallisation et de suivre la coordination bore - lithium par rapport au pH est également effectuée de manière analytique (normalement par titrimétrie).

La concentration en  $^{10}\text{B}$  dans le pressuriseur et RIS-RA peut être suivie par le boremètre REN ou de manière analytique via un prélèvement permettant de déterminer la concentration en bore total et la teneur isotopique. Sur PTR et RBS le suivi est effectué par prélèvement.

En conformité avec les études PCC/RCC, le Chapitre III des RGE prescrit les valeurs limites des concentrations en  $^{10}\text{B}$  et Bore total dans les différents systèmes intervenant comme conditions initiales ou moyens de mitigations. Les Tableaux 9.6 TAB 7 et 9.6 TAB 8 montrent la corrélation entre les études PCC/RCC, les systèmes concernés et la concentration en bore requise. Les périodicités d'analyse des mesures sont prescrites dans le Chapitre IX des RGE.

##### 4.2.1.2. Sélection de la teneur isotopique de conception du bore

L'utilisation du bore comme poison neutronique est justifiée par la section efficace significative d'absorption de l'isotope bore 10 qui en présence de neutrons réagit selon les réactions :



Le bore injecté sous forme d'acide borique contient majoritairement l'isotope bore 11 qui ne présente pas de rôle par rapport au contrôle de la réactivité car cet isotope n'a pas de capacité neutrophage. Cependant, la quantité de bore 11 a un impact sur le risque de cristallisation car plus la concentration totale de bore ( $\text{CB} = \text{CB-10} + \text{CB-11}$ ) est élevée plus le risque de cristallisation devient significatif.

5. La mesure de la concentration en  $^{10}\text{B}$  donnée par le boremètre RCV est utilisée pour les signaux anti-dilution alors que celle donnée par le boremètre REN en puissance intervient dans le contrôle de la réactivité en interface avec le système RGL. La concentration en bore total est déterminée par les boremètres par une corrélation entre la concentration en  $^{10}\text{B}$  directement mesurée par les boremètres et la teneur isotopique.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 35/47

STANDARD

Les concentrations de bore dans le circuit primaire au cours des cycles sont définies en fonction des besoins neutroniques définis dans le sous-chapitre 4.3. Ainsi, la concentration de bore dans le circuit dépend de la gestion combustible et de la progression du taux d'épuisement du combustible. Les besoins en bore 10 de l'EPR sont plus élevés que ceux des paliers actuels, en raison d'évolutions au niveau du combustible, de l'optimisation de la conception et du mode d'exploitation : l'augmentation de l'enrichissement maximal du combustible (jusqu'à 5% en  $^{235}\text{U}$ ), la possibilité d'utilisation de l'oxyde mixte uranium-plutonium (MOX), les gestions de cœur « avancées » avec crayons combustible à haut épuisement et l'allongement des cycles doivent être compensés par des quantités plus importantes d'absorbeur neutronique. Ainsi, pour éviter des concentrations élevées de bore dans le circuit primaire et dans les circuits borés (RBS, RIS-RA-IRWST), l'injection de bore enrichi a été sélectionnée.

La sélection du bore enrichi en  $^{10}\text{B}$  à [ ] dans l'EPR<sup>6</sup>, à la différence du Parc en exploitation qui injecte du bore naturel ( $^{10}\text{B}$  entre [ ]), est motivée par le fait de limiter la concentration de bore total et ainsi réduire :

- le risque de cristallisation qui est fonction à la fois de la température et de la concentration de bore total (voir paragraphe 4.2.1.4).
- la concentration en hydroxyde de lithium pour obtenir le pH optimal. La possibilité d'utiliser de plus faibles concentrations en lithium représente un double avantage : réduction du risque de corrosion de la gaine combustible et gain économique,
- les impacts d'installation associés au besoin de volumes de capacités borées supérieures. Les capacités contenant du bore sont REA bore, IRWST, RIS-RA et la piscine BK. Les systèmes de sauvegarde utilisant du bore sont RBS, RIS-RA et EVU. Les systèmes RCP, TEP et RCV sont amenés à contenir du bore en fonctionnement mais se comportent fondamentalement comme des compartiments de transition,
- les effluents borés. L'utilisation d'acide borique enrichi induit une réduction de la charge totale en bore qui doit conduire à une réduction des volumes d'effluents rejetés pour un même facteur de concentration en bore au niveau des effluents.

#### **4.2.1.3. Gestion du phénomène de déplétion dans l'EPR**

La teneur isotopique du bore diminue au cours des cycles au fur et à mesure que les isotopes en bore 10 réagissent avec les neutrons. Ce phénomène dénommé déplétion représente donc la diminution de la teneur de l'isotope bore 10 par rapport au nombre total d'atomes de bore considéré ou à sa concentration totale.

La diminution du bore 10 dans le circuit primaire est compensée presque totalement suite au remplissage de la piscine BR par l'IRWST. Compte tenu de la consommation d'atomes dans le process par les réactions neutroniques ou par les opérations de dilution, une faible diminution de la teneur isotopique de la piscine IRWST peut être constatée à long terme et sans opération de ré-enrichissement.

Cette diminution de la teneur isotopique de l'IRWST ne remet pas en cause les hypothèses de sûreté (voir sous-chapitre 15.1) permettant la gestion des scénarios PCC. Cependant, afin de maintenir des marges enveloppes, des parades sont appliquées en fonctionnement normal :

- approvisionnement d'acide borique enrichi avec une teneur (supérieure à la valeur de dimensionnement de [ ]) comprenant la compensation du phénomène de déplétion du bore et les incertitudes associées aux mesures et process de fabrication,

6. Le choix de la teneur isotopique pour l'EPR de [ ] résulte d'une analyse technico- économique.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 36/47

STANDARD

- suivi analytique<sup>7</sup> de la teneur isotopique des systèmes borés (RBS, IRWST, PTR, RIS, REA) selon les périodicités d'analyse définies dans le Document Standard des Spécifications Chimiques en vigueur,
- mise en place de dispositions permettant les opérations de ré-enrichissement par anticipation selon l'évolution de la teneur isotopique des systèmes.

Le risque de cristallisation du bore à l'intérieur des systèmes est fonction de la concentration maximale en bore dissoute dans l'eau véhiculée par les équipements et tuyauteries des circuits ainsi que de la température de cette eau. En effet, la possible cristallisation du bore suite à une baisse de température est due à la corrélation existante entre la solubilité du bore, sa concentration et la température : à une concentration déterminée, plus la température est basse, plus la solubilité du bore est faible et plus le risque de formation de cristaux à l'intérieur de circuits est élevé.

L'analyse thermodynamique des caractéristiques du bore permet de conclure que la cristallisation du bore :

- à 0°C n'est identifiée que pour des concentrations en bore total supérieures 4700-5000 ppm. Pour des concentrations inférieures à cette plage le fluide gèlera à 0°C avant la formation des premiers cristaux d'acide borique.
- pour des températures supérieures à 0°C, a lieu pour des concentrations supérieures à 4700-5000 ppm en bore.

Les concentrations en bore des systèmes sont fixées selon les requis des études PCC/RCC (voir tableau 9.6 TAB 4). Ce risque de cristallisation est donc évité via le maintien de la température de l'eau véhiculée par les systèmes à une valeur adaptée à la concentration maximale susceptible d'être dissoute. Afin de déterminer les exigences de conditionnement thermique, la méthodologie développée dans la référence [5] fait la distinction entre :

- les [ ] définis comme des locaux contenant des composants mécaniques véhiculant du fluide ayant une concentration en bore total [ ] (seuil conservateur). Deux catégories de [ ] sont identifiées :  
[ ]
- les locaux non concernés par le risque de cristallisation du bore sont ceux qui ne sont pas classés comme [ ] car leur concentration en bore [ ].

Les seuils de température et les dispositions à considérer pour les différentes portions des systèmes borés sont identifiés dans la référence [5].

#### 4.2.2. Évacuation de la puissance résiduelle

Sans objet.

---

7. L'ICP-MS (Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometry) est la technique normalement utilisée.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 37/47

STANDARD

### 4.2.3. Confinement des substances radioactives

#### 4.2.3.1. Surveillance des paramètres associés à l'intégrité de la 1ère barrière

Certains paramètres radiochimiques sont sélectionnés comme indicateurs du suivi de l'intégrité de la gaine combustible :

- le rapport des activités des xénons ( $^{133}\text{Xe}/^{135}\text{Xe}$ ) et de l'activité du  $^{133}\text{Xe}$  dans le circuit primaire au cours des cycles.

L'utilisation de ces radionucléides est justifiée car :

- en cas de défaut de gainage, les activités primaires en gaz rares sont plus rapidement affectées que les activités d'autres radioéléments provenant du combustible. La mobilité des gaz et le caractère inerte des gaz rares sont les propriétés fondamentales qui favorisent le transfert entre la gaine combustible et le circuit primaire. En revanche, les iodes et actinides présentent des propriétés chimiques (spéciation, solubilité, affinités chimiques) qui rendent difficile leur relâchement par le défaut de gainage et sa détection ultérieure.
- parmi les gaz rares, le  $^{133}\text{Xe}$  et  $^{135}\text{Xe}$  sont sélectionnés comme indicateurs de l'étanchéité du combustible car il s'agit d'isotopes avec des demi-vies suffisamment longues pour pouvoir les détecter par spectrométrie gamma et avec des activités représentatives.
- l'activité du  $^{133}\text{Xe}$  devient prépondérante par rapport à celle du  $^{135}\text{Xe}$  en cas de défaillance combustible conduisant à une inversion du rapport  $^{133}\text{Xe}/^{135}\text{Xe}$ .

Les critères numériques associés à ces indicateurs sont prescrits dans le Chapitre III des RGE.

- l'activité en équivalent en iode 131 ( $\text{Eq } ^{131}\text{I}$ ) et la somme des gaz ( $\Sigma\text{Gaz}$ ) du circuit primaire :

Ces indicateurs sont utilisés dans les études de conséquences radiologiques dans le cadre des incidents et accidents conduisant à des rejets dans l'environnement, notamment via les fuites primaire-secondaire des générateurs de vapeur (RTGV principalement).

L'activité du circuit primaire en équivalent en iode 131 ( $\text{Eq } ^{131}\text{I}$ ) est définie comme la somme des activités des isotopes principaux de l'iode dans le circuit primaire pondérées par des coefficients associés aux doses relatives à la contamination de la thyroïde. Ainsi, l'activité  $\text{Eq } ^{131}\text{I}$  représente la concentration en  $^{131}\text{I}$  qui, à elle seule, produirait la même dose que la concentration isotopique des iodes présents, en termes de contamination interne thyroïdienne. L'  $^{131}\text{I}$  fait en effet partie des isotopes les plus radio-toxiques compte-tenu des conséquences de sa fixation préférentielle sur la thyroïde.

$$\text{Eq } ^{131}\text{I} = ^{131}\text{I} + \frac{^{132}\text{I}}{30} + \frac{^{133}\text{I}}{4} + \frac{^{134}\text{I}}{50} + \frac{^{135}\text{I}}{10}$$

Suite à la recommandation n°5 du GPR du 29 juin 2006 ([1]), les spectres d'activité primaire en produits de fission en régime permanent et en régime transitoire retenus dans ces études (hors rupture de gaine) sont définis comme des ensembles d'activités normalisés aux valeurs maximales en  $\text{Eq } ^{131}\text{I}$  correspondant aux limites sélectionnées du fonctionnement normal en régime permanent et en régime transitoire (voir sous-chapitre 15.3) :

- [ ] en fonctionnement normal,
- [ ] en transitoire.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 38/47

STANDARD

Ces activités volumiques constituent les conditions initiales des études des conséquences radiologiques de catégories 2 à 4 sans rupture de gaines mais avec fuites primaire/secondaire et pour lesquelles l'installation subit des transitoires de puissance ou des arrêts d'urgence. Ainsi, ces seuils sont prescrits par le Chapitre III des RGE au regard du respect des conséquences radiologiques.

- l'activité en somme des gaz ( $\Sigma$ Gaz) du circuit primaire :

Cet indicateur correspond à la somme des activités des principaux isotopes des gaz rares détectés par spectrométrie gamma dans le circuit primaire :

$$\sum \text{Gaz} = {}^{133}\text{Xe} + {}^{133\text{m}}\text{Xe} + {}^{135}\text{Xe} + {}^{138}\text{Xe} + {}^{85\text{m}}\text{Kr} + {}^{87}\text{Kr} + {}^{88}\text{Kr}$$

Cet indicateur est utilisé pour prévenir le dépassement de la limite d'activité Eq 131I au cours de baisses de puissance pouvant donc induire le dépassement des limites de doses vis-à-vis du public à l'extérieur du site. Cette activité en iode implique un spectre d'activité normé spécifique au régime transitoire et elle constitue la condition initiale aux études de conséquences radiologiques des accidents PCC2 à PCC4.

Sur la base des éléments ci-dessus et conformément aux prescriptions du Chapitre III RGE, le dépassement de la limite [ ] en somme des gaz conduit à effectuer un transitoire de puissance pour vérifier le pic d'iode et déterminer l'activité en Eq 131I. Le respect du seuil en  $\Sigma$ Gaz permet d'assurer, sur la base de l'analyse du REX ([3]), que la valeur limite [ ] en Eq 131I ne sera pas atteinte lors des transitoires de puissance.

Ces paramètres radiochimiques associés au suivi de l'intégrité de la 1<sup>ère</sup> barrière sont mesurés dans l'eau du circuit primaire via l'échantillonnage REN et les analyses effectuées par spectrométrie gamma selon les périodicités prescrites par le Chapitre IX des RGE.

#### **4.2.3.2. Surveillance des paramètres associés à l'intégrité de la 2<sup>ème</sup> et/ou 3<sup>ème</sup> barrière**

L'intégrité des barrières est basée sur la détection de fuites primaires/secondaires qui est assurée par les mesures continues des chaînes KRT placées dans les systèmes APG-RES et VVP (voir section 9.5.7). Selon les systèmes, la surveillance des chaînes KRT relève du fonctionnement normal ou accidentel :

- Dans le système RES, le contrôle de l'activité gamma total sur le circuit des purges GV (système APG) est réalisé pour chaque GV sur deux types de chaînes KRT distinctes dites « gamme normale » et « gamme haute », pour couvrir l'ensemble des activités pouvant être associées à une rupture de tube GV dans une situation incidentelle/accidentelle (RTGV).
- La surveillance continue de l'activité par la chaîne KRT du système vapeur principal (VVP) est effectuée par deux chaînes KRT/VVP par GV qui détectent l'activité à travers la tuyauterie VVP et qui permettent d'identifier le GV concerné par les fuites. Deux voies de traitements sont associées à chaque chaîne : voie haute énergie « azote-16 » (valorisée pour le traitement de faibles fuites en fonctionnement normal) et voie basse énergie « Gamma Total » (valorisée pour la détection de fuites (RTGV) en situation incidentelle/accidentelle).

Lors du fonctionnement normal en puissance (domaine RP), la voie haute énergie « azote 16 (<sup>16</sup>N) » et l'acquisition de la puissance du réacteur permettent d'évaluer en l/h le débit de fuite. Les débits seuils sont prescrits par le Chapitre III des RGE.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 39/47

STANDARD

L'utilisation de la voie  $^{16}\text{N}$  en fonctionnement normal est justifiée par les propriétés de ce radioélément : émission gamma de forte énergie permettant le passage au travers des tuyauteries, comportement physico-chimique sans risque de précipitation ou séquestration, période radioactive très courte (7 s) facilitant la localisation de la fuite. Cependant, étant donnée que la production de l'azote 16 est fonction directe du flux neutronique ( $^{16}\text{O} + n = ^{16}\text{N}$ ), cette voie n'est ainsi exploitable que dans le domaine RP pour des puissances supérieures à [ ] de la puissance nominale.

Indépendamment de la puissance, la voie basse énergie « Gamma Total » de la chaîne KRT-VVP contribue à identifier des activités anormales dans les lignes de vapeur principale. Cette mesure Gamma Total ne permet pas de calcul de débit de fuite (contrairement à la mesure KRT azote 16) mais elle reste opérationnelle tant qu'un débit de vapeur est présent (c'est-à-dire dans l'intégralité des domaines RP et AN/GV).

La mesure en continu des chaînes KRT est complétée par des analyses d'activité Gamma Global<sup>8</sup> à une périodicité définie par le Document Standard des Spécifications Radiochimiques en vigueur et en cas d'indisponibilité des chaînes KRT. Par ailleurs, des analyses par spectrométrie gamma sont réalisées en cas d'augmentation anormale des mesures Gamma Global ou Gamma Total.

Dans les domaines AN/RIS-RA, API et APR (état C, D et E), l'activité en Eq  $^{131}\text{I}$  du fluide primaire doit rester inférieure au seuil [ ] prescrit par le Chapitre III des RGE sur la base des études de conséquences radiologiques des incidents/accidents de brèche en états d'arrêt intérieur BR en postulant la 3<sup>ème</sup> barrière ouverte. En effet, en cas de brèche, l'activité rejetée dans l'environnement dépend directement de l'activité du fluide primaire. Ainsi, avant de procéder à l'ouverture de la 3<sup>ème</sup> barrière, c'est-à-dire avant mise en service des ventilations EBA, l'activité primaire de RIS-RA doit être inférieure au seuil [ ] .

Le contrôle régulier de la concentration de la soude dans les bâches EVU est nécessaire pour assurer qu'en cas d'APRP, les conditions alcalines de la piscine IRWST permettant de limiter la volatilisation des iodes sont atteintes. Le Chapitre III des RGE prescrit les caractéristiques de la soude stockée dans les bâches EVU.

Le Chapitre IX des RGE prescrit les périodicités d'analyse des mesures associées au contrôle de la soude et de l'activité en Eq  $^{131}\text{I}$ .

#### **4.2.4. Contributions indirectes à l'accomplissement des fonctions sûreté**

##### **4.2.4.1. Surveillance des paramètres associés au contrôle de la réactivité**

La contribution indirecte du pseudo-système « Chimie et Radiochimie des fluides » au contrôle de la réactivité est réalisée par la surveillance de l'enrichissement en bore 10 de l'acide borique injecté. Ce contrôle a pour objectif d'assurer l'injection de concentrations de bore total conformes aux prescriptions et de suivre le phénomène de la déplétion dans les différents systèmes. Les limites et les périodicités d'analyse sont intégrées dans les Procédures d'Essais de démarrage et dans le Document Standard des Spécifications Chimiques en vigueur.

8. L'activité Gamma Global correspond à l'activité d'un mélange de radionucléides mesurée par un scintillateur Nal dont le rendement est défini selon une source étalon. Cette mesure est effectuée dans le laboratoire suite à un prélèvement du fluide. L'appellation Gamma Total est utilisée pour les chaînes KRT. Cette mesure correspond à une mesure d'activité exprimée en impulsions par seconde d'un mélange de radio-émetteurs gamma mesurée à l'aide d'un scintillateur Nal dans une fenêtre d'énergie variable selon la chaîne de détection.



#### 4.2.4.2. Surveillance des paramètres associés au confinement des substances radioactives

La contribution indirecte du pseudo-système « Chimie et Radiochimie des fluides » au confinement des substances radioactives est redevable du Chapitre VIII des RGE via la surveillance des paramètres suivants :

- la concentration haute de lithium dans le circuit primaire en puissance,
- la concentration basse d'hydrogène dans le circuit primaire en puissance,
- la concentration d'oxygène dans le circuit primaire et le pressuriseur [ ],
- la concentration en sodium dans le circuit primaire en puissance,
- la concentration de chlorures, fluorures et sulfates dans le circuit primaire [ ],
- le pH du système RRI en puissance et pendant les transitoires,
- le pH du système ARE en puissance,
- la conductivité cationique du système APG à partir d'une puissance supérieure à [ ],
- la concentration en sodium du système APG à partir d'une puissance supérieure à [ ].

En complément du contrôle des paramètres ci-dessus, la limitation d'impuretés selon les Procédures d'Essais de démarrage et le Document standard des Spécifications Chimiques dans les systèmes en interface avec le circuit primaire et le circuit secondaire (piscine de désactivation combustible, circuits d'injection de réactifs, circuits d'appoint d'eau, circuits de purification, systèmes d'eau alimentaire et de purges des GV's etc) contribue à protéger l'intégrité des barrières et le confinement de la radioactivité.

#### 4.2.4.3. Surveillance des paramètres associés à la radioprotection

Des dispositions sur le choix des matériaux et le conditionnement chimique ont été prises pour réduire le terme source avec l'objectif de limiter l'exposition du personnel au rayonnement et à la contamination due aux produits de fission et de corrosion activés.

Les améliorations relatives à la conception des composants primaires en contact avec l'eau primaire visant à éviter autant que possible les métaux source des radioéléments incriminés portent sur :

- la réduction du stellite permettant de réduire le terme source en  $^{60}\text{Co}$ ,
- l'électropolissage des boîtes à eau des générateurs de vapeur conduisant à optimiser la formation d'une couche passive (couche protectrice vis-à-vis des attaques extérieures) et permettant ainsi de réduire le relâchement de produits activables (notamment du nickel activable en  $^{58}\text{Co}$ ),
- la réduction de l'utilisation de joints helicoflex au profit des joints graphite permettant de limiter le terme source en  $^{110\text{m}}\text{Ag}$ ,
- l'utilisation plus forte de paliers et butées à rotor noyé sans antimoine ainsi que la mise en place de garnitures mécaniques sans antimoine sur les pompes concernées conduisant à la diminution du terme source en  $^{122}\text{Sb}$ ,  $^{124}\text{Sb}$ ,  $^{125}\text{Sb}$ .



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 41/47

STANDARD

Les évolutions concernant le conditionnement chimique et la surveillance chimique et radiochimique des systèmes contribuent également à la réduction du terme source. Les paramètres sélectionnés comme indicateurs directs de la contamination des circuits dont la surveillance est redevable du Chapitre IV des RGE sont :

- la limite basse de la concentration en lithium qui constitue un critère à respecter pour obtenir un pH minimum requis et ainsi minimiser la contamination du circuit primaire via la réduction du relâchement des produits de corrosion, de leur déposition et activation sur le combustible et de leur transfert et déposition sur des zones hors flux,
- l'activité de l'iode 134, suivie dans le circuit primaire en puissance par spectrométrie gamma, qui donne une indication de la matière fissile disséminée dans le circuit primaire permettant de prévenir le risque alpha lors des opérations de maintenance et de déconstruction,
- l'activité de l'iode 131, suivie dans le circuit primaire par spectrométrie gamma lors de l'arrêt en amont de la rupture d'intégrité primaire afin de limiter le transfert d'iode dans l'atmosphère du Bâtiment Réacteur et la dose des intervenants.

Le Document Standard des Spécifications Chimiques et le Document Standard des Spécifications Radiochimiques en vigueur précisent l'ensemble des prescriptions à respecter pour ces paramètres.

#### **4.2.4.4. Surveillance des paramètres associés à la protection de l'environnement**

Au titre de la protection de l'environnement, le suivi de l'activité en  $^{133}\text{Xe}$  dans le circuit primaire est effectué par spectrométrie gamma en amont du basculement du balayage TEG vers EBA. Ce contrôle contribue au confinement de l'activité via la maîtrise et la prévention du rejet des gaz rares à l'atmosphère.

L'ensemble des critères et des prescriptions (seuils, périodicité d'analyse, conduite à tenir) associés à cette surveillance du  $^{133}\text{Xe}$  dans le circuit primaire est fourni dans le Document Standard des Spécifications Radiochimiques en vigueur.

#### **4.2.5. Contributions spécifiques à la protection contre les agressions**

Le risque de mélange explosif hydrogène/oxygène à l'intérieur des circuits est évité en assurant des teneurs dans les phases gaz inférieures aux limites d'inflammabilité ( $\text{H}_{2\text{gaz}} < 4\%\text{vol}$ ) dans l'ensemble des capacités diphasiques et dans la boucle TEG pendant tous les états de la tranche.

Le respect de ces seuils est assuré via :

- le dimensionnement du système TEG en charge de maintenir des balayages continus en azote des capacités et la recombinaison de l'hydrogène et oxygène,
- la mise en place des lignes de dégazages adaptées au PZR,
- la station d'hydrogénation RCV en charge de l'injection d'hydrogène dissoute du RCP,
- le fonctionnement du dégazeur TEP permettant de réduire la concentration en hydrogène dissoute du RCP.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 42/47

STANDARD

Les débits de balayage du TEG, les débits de dégazage du PZR et du TEP ainsi que la régulation de la pression de la station d'hydrogénation RCV sont déterminés avec l'hypothèse d'une concentration maximale en hydrogène dissous dans le circuit primaire [ II ]. En conséquence, le contrôle de la concentration en hydrogène dissous du RCP et le contrôle du fonctionnement de la station d'hydrogénation constituent des moyens de prévention vis-à-vis des fonctions de recombinaison et de balayage du TEG et de dégazage du TEP et PZR. Le contrôle de l'hydrogène dissous est également nécessaire pour isoler les processus générateurs, éviter le transfert de l'hydrogène aux différents systèmes et effectuer les opérations de maintenance en sécurité.

Sur la base des études d'agression (voir section 3.4.6) on assure que la conception de l'EPR accompagnée d'une exploitation adaptée (Chapitre II des RGE) permet d'écarter le risque de mélanges explosifs.

Le système TEG contient de l'azote pour le balayage des capacités ainsi que de l'hydrogène et de l'oxygène, injectés au niveau du recombineur, pour assurer la réaction catalytique permettant de réduire la teneur gazeuse d'hydrogène. Les risques associés au stockage et à la manipulation de ces réactifs sont fournis dans le sous-chapitre 3.8.

Le risque de mélange explosif de réactifs (hydrazine et peroxyde d'hydrogène) est écarté via la mise en place de lignes séparées d'injection.

### **4.3. CONFORMITÉ AUX EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES**

#### **4.3.1. Textes réglementaires**

La conformité aux textes réglementaires est portée de manière générale par le section 1.7.1 du Rapport de Sûreté.

L'injection de réactifs dans le circuit primaire, le circuit secondaire et les systèmes auxiliaires prend en compte comme critère de sélection l'impact environnemental en considérant le respect des limites des Arrêtés de Rejets.

##### **4.3.1.1. Textes officiels**

La conformité aux textes officiels spécifiquement au pseudo-système « Chimie et Radiochimie des fluides » listés dans le paragraphe 0.3.1 est assurée par le respect des critères préconisés par les Règles Générales d'Exploitation, es Procédures d'Essais de démarrage et les Documents Standards des Spécifications Chimiques et Radiochimiques au cours de l'exploitation de la tranche.

Concrètement, vis-à-vis de l'imposition de l'article 2 du Décret n°2007-534 concernant la prévention et la protection des assemblages combustibles, la chimie de l'eau de la piscine PTR de désactivation contribue à limiter les risques de corrosion de la gaine combustible.

##### **4.3.1.2. Prescriptions Techniques**

Les exigences associées à l'arrêté ESPN concernant la limitation autant que possible du relâchement des produits pour éviter leur activation sont assurées par l'application des conditionnements chimiques et le respect des critères préconisés par le Document Standard des Spécifications Chimiques et le Document Standard des Spécifications Radiochimiques.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 43/47

STANDARD

#### 4.3.1.3. Réglementations internationales

Les recommandations des organismes internationaux sont prises en compte dans l'élaboration des spécifications chimiques et radiochimiques et dans l'optimisation des guides opératoires et des bonnes pratiques. Ainsi, le règlement européen REACH est pris en compte afin d'assurer la protection nécessaire vis-à-vis des produits chimiques pour la sécurité, pour la santé et pour l'environnement.

Comme complément à la réglementation REACH, l'identification et la classification des dangers selon les critères du règlement CLP sont prises en compte à partir de la conception de la tranche. En particulier, les préconisations de la Directive ESPN sont appliquées pour limiter les risques en fonction du classement de fluides présents dans les équipements. La communication des dangers est assurée via l'étiquetage des produits chimiques et la mise en place de pictogrammes sur les équipements en identifiant les dangers des fluides véhiculés.

#### 4.3.2. Textes para-réglementaires

La conformité aux textes para-réglementaires est portée de manière générale par la section 1.7.1 du Rapport de Sûreté.

##### 4.3.2.1. Règles fondamentales de sûreté

Le code RCC-M est prescrit aux constructeurs et les critères définis dans les spécifications chimiques prennent en compte les requis et les données d'entrée du code.

Les matériaux des circuits sont sélectionnés conformément aux préconisations du code RCC M et le conditionnement chimique adapté est défini en fonction des risques des différents types de corrosion (généralisée, sous contrainte, localisée, etc) et des différents facteurs physico-chimiques influents (température du fluide, concentration admissible des impuretés).

##### 4.3.2.2. Directives techniques

La conformité aux directives techniques spécifiquement applicables au pseudo-système « Chimie et Radiochimie des fluides », listées dans le paragraphe 0.3.2, est assurée par :

- la sélection des matériaux adaptés aux conditions des circuits (pression, température, radioactivité et caractéristiques chimiques)

Ce choix de matériaux est basé sur différents critères : les performances mécaniques des composants, la limitation des phénomènes de corrosion (corrosion généralisée, corrosion sous contrainte, corrosion localisée) et la minimisation du relâchement des éléments contributeurs à la dose des travailleurs (Directive A.2.7.1). Concrètement, la sélection de l'alliage [ ] dans les tubes du générateur de vapeur est justifiée par la résistance de ce matériau à la corrosion sous contrainte et la réduction de stellite et des composants contenant de l'antimoine ou l'argent est le résultat d'une démarche ALARA pour réduire le terme source en  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{122}\text{Sb}$ ,  $^{124}\text{Sb}$ ,  $^{110\text{m}}\text{Ag}$ .

- la sélection d'un conditionnement chimique adapté pour chaque circuit

Le choix de réactifs, la limitation des impuretés et la définition de critères pour les paramètres chimiques et radiochimiques permettent de répondre aux critères fonctionnels associés au confinement des substances radioactives (voir paragraphe 0.2.3) et ainsi couvrir l'ensemble des exigences associées aux Directives Techniques associées à la minimisation



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 44/47

STANDARD

du relâchement de produits de corrosion (Directive A.2.7.1, Directive C.1), la réduction de déchets (Directive C.4.2.1) et l'optimisation des opérations de démantèlement (Directive C.1) via la diminution de la contamination des circuits.

L'application d'un conditionnement chimique optimal permettant la réduction du terme source (produits de fission, actinides, produits de corrosion) contribue également à réduire les rejets radioactifs.

- l'intégration dans la conception de l'EPR des moyens de surveillance adaptés

Les systèmes dédiés à la surveillance de la chimie et de la radiochimie (système REN pour l'eau primaire, système RES pour l'eau des générateurs de vapeur, système SIT pour l'eau secondaire) ainsi que les moyens locaux des systèmes auxiliaires assurent le contrôle en continu et/ou par prélèvement des paramètres chimiques (paragraphe 2.3.1 et paragraphe 2.3.2) avec une haute fiabilité (Directive B.1.3).

Les dispositifs et les conditions de prélèvement mis en place (automates, boîtes à gangs, piquages, lignes d'échantillonnage) ont été sélectionnés pour assurer la représentativité des mesures.

Le suivi adapté des paramètres (périodicité d'analyse, limites, conduite à tenir) est assuré par le respect des critères fournis dans le Document Standard des Spécifications Chimiques et dans le Document Standard des Spécifications Radiochimiques. Par ailleurs, l'existence des alarmes associées aux paramètres chimiques suivis en continu contribue à la détection de potentielles anomalies, à l'application des parades nécessaires et à la maîtrise des effluents liquides et gazeux.

### **4.3.3. Textes EPR spécifiques**

Sans objet.

## **4.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE**

### **4.4.1. Essais de démarrage**

Le pseudo-système « Chimie et Radiochimie des Fluides » fait l'objet d'un programme d'essai de démarrage qui s'intègre dans la programmation globale des essais (voir sous-chapitre 14.1), notamment sur les points suivants :

- Lors de la Phase des Essais préliminaires les équipements sont testés de manière individuelle. Les matériels et les circuits sont affectés à un groupe de propreté (A, B ou C) conformément aux codes RCC-M et CRT. Ce groupe détermine le type de conditionnement chimique de l'eau utilisée pour les rinçages et les essais.
- Après les rinçages effectués lors de la phase de mise en propreté, la mise en conservation des équipements est destinée à maintenir l'état de propreté des surfaces. Deux techniques de conservation sont envisageables, par voie sèche ou voie humide, selon les risques de corrosion et le délai de mise en service des composants.
- Essais d'ensemble avant le chargement combustible : au cours de cette phase, les essais fonctionnels à froid et à chaud sont effectués. Le conditionnement chimique du fluide primaire au cours de la phase des Essais A Chaud vise à réduire la corrosion généralisée des surfaces (permettant de minimiser le relâchement des produits de corrosion) ainsi qu'à optimiser la passivation des surfaces en contact avec le fluide primaire.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 45/47

STANDARD

- Essais de démarrage initial : cette phase est constituée du premier chargement du cœur, des essais précritiques et de la montée en puissance. Les circuits primaire et secondaire sont conditionnés et purifiés afin d'atteindre les conditions du fonctionnement nominal.

Au cours de ces différentes phases, les équipements ayant une mission chimie et/ou radiochimie sont testés de manière à vérifier le fonctionnement attendu. Dans ce cadre, il est à souligner les tests associés :

- aux stations d'injection de réactifs du système RCV et SIR,
- aux dispositifs d'injection du bore via REA vers RCP, RBS, IRWST, RIS-Accumulateurs,
- aux dégazeurs et évaporateurs des systèmes TEP, TEU, ADG,
- à l'unité de traitement du bore du système TEP,
- aux dispositifs d'épuration de fluides : déminéraliseurs et filtres des systèmes concernés (RCV, TEP, PTR, APG, TEU), unité de traitement de l'eau alimentaire des GV lors des démarrages (ATD),
- aux dispositions d'échantillonnage et aux équipements de mesure des systèmes REN/RES et SIT,
- aux équipements du TEG chargés du balayage à l'azote, de la recombinaison hydrogène/hydrogène et de la rétention d'activité dans les lits à retard.

Le suivi chimie et radiochimie des fluides des systèmes au cours de ces différentes phases d'essais (essais de systèmes individuels, essais d'ensemble et essais de démarrage) est effectué selon les prescriptions du programme et des procédures d'essais associés au pseudo-système Chimie et Radiochimie des Fluides et des systèmes du poste d'eau. Ces prescriptions intègrent les périodicités de mesure, les seuils de paramètres chimiques et radiochimiques à respecter ainsi que la conduite à tenir en cas de dépassement des critères.

#### **4.4.2. Surveillance en exploitation**

Les paramètres chimiques et radiochimiques suivis en exploitation sont de deux catégories :

- Les paramètres en lien direct ou indirect avec la sûreté associés à une valeur limite dont le dépassement implique nécessairement une conduite à tenir. Ces paramètres sont ceux qui ont été identifiés dans le paragraphe 2 et qui font partie des Règles Générales d'Exploitation (voir tableau 9.6 TAB 11).
- Les paramètres complémentaires suivis pendant l'exploitation afin de confronter les diagnostics et de prévenir dans la mesure du possible le dépassement de limites.

Ainsi, sur la base de ces deux catégories de paramètres, au cours des cycles et lors des arrêts, la surveillance chimie et radiochimie du circuit primaire, du circuit secondaire et des systèmes auxiliaires s'appuie sur les préconisations des Chapitres RGE, du Document Standard des Spécifications Chimiques et du Document Standard des Spécifications Radiochimiques.

Des prélèvements et des contrôles analytiques sont effectués selon les périodicités prescrites associées à chaque paramètre. Pour les paramètres suivis en ligne (voir paragraphe 3.1) via les analyseurs des différents systèmes, des vérifications sont effectuées à travers des mesures chimiques et radiochimiques par prélèvement. Les analyseurs sont par ailleurs soumis à des tests périodiques.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 46/47

STANDARD

## **5. SCHÉMAS DE PRINCIPE**

La figure 9.6 FIG 1 représente un schéma de principe permettant d'identifier le lien entre les différents systèmes intervenant dans la gestion du bore selon les explications du paragraphe 3.1.

La figure 9.6 FIG 2 représente un schéma de principe permettant d'identifier les différents systèmes intervenant dans le conditionnement chimique conformément au paragraphe 3.1 : injection de réactifs, purification, dégazage, traitement. En outre, la figure 9.6 FIG 3 détaille les dispositifs de purification.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

PAGE : 47/47

STANDARD

**LISTE DES RÉFÉRENCES**

- [1] N06A0067015- Courrier GPR / 06-27 « Avis et Recommandations du Groupe Permanent « Réacteurs » du 29/06/2006 et du 11/07/2006 : REP et EPR – Evaluation des conséquences radiologiques des accidents »
- [2] D4550.37-13/4127 Indice 0 « Règle Particulière de Conduite : Détection des assemblages de combustible non étanches par la méthode du ressuage- palier EPR ».
- [3] EDEAPC050135 A. « Vérification de la somme des gaz comme indicateur du pic d'iode 131 ».
- [4] D4008.26 08/027RF.2010 indice 1 « Référentiel d'évaluation globale de Sûreté-Domaine Chimie-Environnement ».
- [5] D305116054202 Indice A « Méthodologie d'identification des « locaux bore ».





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6  
SECTION : -  
TABLEAU : 1  
PAGE : 1/1  
STANDARD

**9.6 TAB 1 : PRODUITS DE FISSION SUIVIS AU TITRE  
DE LA SURVEILLANCE DE LA PREMIÈRE BARRIÈRE**

<b>Isotope</b>	<b>Rendement de fission (%)</b>	<b>Période de vie T<sub>1/2</sub></b>
Kr-85m	0,93	4,48 h
Kr-87	1,76	1,37 h
Kr-88	2,44	2,84 h
Xe-133	6,84	5,24 j
Xe-135	7,07	9,10 h
Xe-138	5,77	14,10 m
I-131	3,37	8,04 j
I-132	4,86	2,28 h
I-133	6,81	20,8 h
I-134	7,49	52,6 m
I-135	6,38	6,57 h

h : heures, j : jours, m : minutes



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6  
SECTION : -  
TABLEAU : 2  
PAGE : 1/1  
STANDARD

**9.6 TAB 2 : PRODUITS DE CORROSION AVEC UN SUIVI RÉGULIER**  
**DANS LE CIRCUIT PRIMAIRE**

Nucléide	Réaction de formation	Période de vie $T_{1/2}$
Co-58	Ni-58 (n,p) → Co-58 [β+] Co-59 (n,2n) → Co-58 [β+] Mn-55 (α, n) → Co-58 [β+]	71 j
Co-60	Co-59 (n, γ) → Co-60 [β-] Ni58 → Co-58 → Co-59 → Co-60	5,3 a
Mn-54	Fe-54 (n, p) → Mn-54 [K]	312 j
Fe-59	Fe-58 (n, γ) → Fe-59 [β-]	45 a
Ag-110m	Ag-109 (n, γ) → Ag-110m	250 j
Sb-124	Sb-123 (n, γ) → Sb-124 [β-]	60 j
Sb-122	Sb-121 (n,γ) → Sb-122 [β]	2,7 j
Sb-125	Sn-124 (n, γ) → Sn-125 [β-] → Sb-125 [β-] Sb-123 (n, γ) → Sb-124 (n, γ) → Sb-125	2,8 a
Cr-51	Cr-50 (n, γ) → Cr-51 [K]	28 j

a : ans, j : jours



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6  
 SECTION : -  
 TABLEAU : 3  
 PAGE : 1/1  
 STANDARD

**9.6 TAB 3 : FORMATION DE PRODUITS D'ACTIVATION DANS LE CIRCUIT PRIMAIRE**

Nucléide	Réactions de formation	Période de vie T <sub>1/2</sub>
N16	$^{16}\text{O}+n \rightarrow ^{16}\text{N}+\gamma$	7,3 s
N17	$^{17}\text{O}+n \rightarrow ^{17}\text{N}+\gamma$	4,1 s
C14	$^{17}\text{O} (n,\alpha) \rightarrow ^{14}\text{C}$ $^{14}\text{N} (n,p) \rightarrow ^{14}\text{C}$ $^{13}\text{C}(n,\gamma) \rightarrow ^{14}\text{C}$	5739 a
Ar41	$^{40}\text{Ar}+n \rightarrow ^{41}\text{Ar}+\gamma$	110 min
H3	Sources directes : $^1\text{H}(n,\gamma) \rightarrow ^2\text{H}; ^2\text{H} (n,\gamma) \rightarrow ^3\text{H}$ $^{10}\text{B} (n,2\alpha) \rightarrow ^3\text{H}$ $^7\text{Li}(n, \alpha n) \rightarrow ^3\text{H}$ $^6\text{Li}(n, \alpha) \rightarrow ^3\text{H}$	12,3 a
	Sources indirectes $^9\text{Be}+\gamma \rightarrow 2 ^2\text{He}+n$ $^9\text{Be}+n \rightarrow 2 ^3\text{H}+^2\text{He}$ $^3\text{He}+n \rightarrow 3\text{H}+p$ $^{10}\text{Be}+n \rightarrow 3\text{H}+2\alpha$ $^{10}\text{Be}+n \rightarrow 3\text{H}+2\alpha$	
a : ans, h : heures, j : jours, m : minutes, s : secondes		



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6      SECTION : -  
TABLEAU : 4  
PAGE : 1/2              STANDARD

**9.6 TAB 4 : CARTOGRAPHIE DU BORE**

<b>Systeme</b>	<b>Origine des valeurs associées aux magnitudes relatives au bore.</b>	<b>Magnitudes relatives au bore et justifications associées à leur définition</b>
RCP	Variation de la concentration du bore au cours des cycles selon l'évolution de l'épuisement combustible dépendant des gestions combustibles.  Voir tableau 4.5 TAB 2.	Concentration en bore 10 (CB-10) pour le pilotage du réacteur en fonctionnement normal (voir tableau 9.6 TAB 6).  Concentration en bore total (CB) pour prévenir le risque de cristallisation dans le cœur au cours des accidents APRP GB/BI et permettre l'alcalinisation de l'IRWST dans les scénarios PCC4 et RRC-A.  Concentration en bore total (CB) pour le suivi de la coordination bore-lithium (associée au pH).  Teneur isotopique atomique (%at) pour le suivi de la déplétion.
RBS	Concentration des bâches RBS selon les critères de dimensionnement des systèmes et les caractéristiques de la tranche prise en compte dans les études d'accidents.  Voir tableau 15.1 TAB 32.	Concentration en bore 10 (CB-10) pour apporter l'antireactivité dans les conditions incidentelles/accidentelles (voir tableaux 9.6 TAB 7 et 9.6 TAB 8)  Concentration en bore total (CB) pour limiter le risque de cristallisation dans le cœur au cours des accidents APRP GB/BI et permettre l'alcalinisation de l'IRWST dans les scénarios PCC4 et RRC-A.  Teneur isotopique atomique (%at) pour le suivi de la déplétion.
REA	Concentration des bâches REA selon les critères de dimensionnement des systèmes pour assurer les appoints en fonctionnement normal.  Mêmes concentrations que RBS.	Concentration en bore 10 (CB-10) pour apporter l'antireactivité au cours du fonctionnement normal : suivi de charge, appoints-rejets.  Concentration en bore total (CB) pour prévenir le risque de cristallisation dans le système.  Teneur isotopique atomique (%at) pour le suivi de la déplétion.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

TABLEAU : 4

PAGE : 2/2

STANDARD

<b>Système</b>	<b>Origine des valeurs associées aux magnitudes relatives au bore.</b>	<b>Magnitudes relatives au bore et justifications associées à leur définition</b>
RIS-Accu IRWST	Concentration du système RIS-Accu et IRWST selon les critères de dimensionnement des systèmes et les caractéristiques de la tranche prise en compte dans les études d'accidents. Voir tableau 15.1 TAB 27.	Concentration en bore 10 (CB-10) pour apporter l'antireactivité dans les conditions incidentelles/accidentelles (voir tableaux 9.6 TAB 7 et 9.6 TAB 8). Concentration en bore total (CB) pour limiter le risque de cristallisation dans le cœur au cours des accidents APRP GB/BI et permettre l'alcalinisation de l'IRWST dans les scénarios PCC4 et RRC-A. Teneur isotopique atomique (%at) pour le suivi de la déplétion.
Piscine de désactivation PTR (BK)	Concentration du système de la piscine PTR BK selon les critères de dimensionnement de la piscine et les caractéristiques de la tranche prise en compte dans les études d'accidents. Voir tableau 15.1 TAB 34.	Concentration en bore 10 (CB-10) pour apporter l'antireactivité dans les conditions incidentelles/accidentelles (voir tableaux 9.6 TAB 7 et 9.6 TAB 8) Concentration en bore total (CB) pour prévenir le risque de cristallisation dans le système et permettre l'alcalinisation de l'IRWST dans les scénarios PCC4 et RRC-A. Teneur isotopique atomique (%at) pour le suivi de la déplétion.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6  
SECTION : -  
TABLEAU : 5  
PAGE : 1/1  
STANDARD

**9.6 TAB 5 : FACTEURS DE CONVERSION ENTRE LES MAGNITUDES  
ASSOCIÉES AU CONTRÔLE DU BORE**

Magnitude à calculer en mg/kg	Magnitude d'entrée en mg/kg		
	Concentration en B10	Concentration en Bore total de Bore Naturel	Concentration en Bore total de Bore Enrichi à [ ]
Concentration en B10		[ ]	[ ]
Concentration en Bore total de Bore Naturel	[ ]		[ ]
Concentration en Bore total de Bore Enrichi à [ ]	[ ]	[ ]	
Application	Magnitude d'entrée (mg/kg)=Facteur*Magnitude à calculer (mg/kg)		



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

TABLEAU : 6

PAGE : 1/1

STANDARD

**9.6 TAB 6 : CRITERES ASSOCIÉS AU CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ EN FONCTIONNEMENT NORMAL**

Fonction Sûreté / Critère Fonctionnel	Indicateur	Système	Domaines d'Etude (état de tranche)	Définition de critères	Concentration de bore fixée selon les scénarios :
Contrôle de la réactivité / Assurer la concentration de bore	[B10]	RCP	A à E (RP à APR)	Condition initiale études PCC1	- la variation de température du modérateur. - la variation d'empoisonnement xénon et samarium suite à un changement du niveau de puissance ou de position des grappes. - la compensation de l'appauvrissement du combustible. - la compensation de l'épuisement du poison consommable. - les critères d'arrêt pour rechargement du combustible.
		PZR	A (RP)	Condition initiale études PCC1	- écart entre la concentration de bore dans le circuit primaire et pressuriseur.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6      SECTION : -  
 TABLEAU : 7  
 PAGE : 1/2              STANDARD

**9.6 TAB 7 : CRITÈRES ASSOCIÉS AU CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ (PPC2-PCC4)**

Fonction Sûreté / Critère Fonctionnel	Indicateur	Système	Domaines d'Etude (état de tranche)	Définition de critères	Concentration de bore fixée selon les scénarios :
Contrôle de la réactivité / Assurer la concentration de bore	Concentration en Bore 10	RCP	A à E (AN/GV à APR)	Condition initiale études PCC2-4	<u>PCC2</u> Arrêt Automatique Réacteur (voir section 15.2.2a).
		RBS	A à E (RP à APR)	Disponibilité d'un moyen de mitigation PCC	Augmentation excessive du débit vapeur : état A (voir section 15.2.2a).
		IRWST	A à E (RP à APR)		Perte du vide condenseur (voir section 15.2.2g).
		RIS-Accu	A B - [ ] (RP, AN/GB [ ])		Perte totale d'alimentation électrique externe de courte durée (<2h), états A, B, C, D (voir section 15.2.2h) Retrait incontrôlé des groupes -état A (voir section 15.2.2m). Mauvaise position et chute de grappes (voir section 15.2.2p). Défaillance du RCV conduisant à une diminution de la concentration en bore du fluide primaire, états A à E (voir section 15.2.2r). <u>PCC3</u> APRP petite brèche états A et B (voir section 15.2.3e). Rupture de tube de générateur de vapeur 1 tube, état A (voir section 15.2.3f). Fermeture intempestive d'une ou de toutes les vannes d'isolement vapeur (voir section 15.2.3f). Réduction forcée du débit primaire ,4 pompes (voir section 15.2.3i). Retrait incontrôlé de grappes état A (voir section 15.2.3p).





# EPR

## RAPPORT DE SÛRETÉ DE FLAMANVILLE 3

### VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE

SOUS CHAP : 9.6      SECTION : -  
TABLEAU : 7  
PAGE : 2/2      STANDARD

Fonction Sûreté / Critère Fonctionnel	Indicateur	Système	Domaines d'Etude (état de tranche)	Définition de critères	Concentration de bore fixée selon les scénarios :
Contrôle de la réactivité / Assurer la concentration de bore	Concentration en Bore 10	RCP	A à E (AN/GV à APR)	Condition initiale études PCC2-4	<u>PCC4</u> Rupture de tuyauterie vapeur (voir section 15.2.4b). Rupture de tuyauterie alimentaire (voir section 15.2.4c). Ejection de grappe, état A, B (voir section 15.2.4e). APRP grosse brèche et brèche intermédiaire (voir section 15.2.4f). APRP petite brèche états C et D (voir section 15.2.4g). Défaillance d'une pompe primaire : rotor bloqué (voir section 15.2.4h). Rupture de tube de générateur de vapeur, 2 tubes dans un GV, état A (voir section 15.2.4k). Dilution due à la rupture non isolable d'un tube d'échangeur de chaleur-états C, D, E (voir section 15.2.4p).
		RBS	A à E (RP à APR)	Disponibilité d'un moyen de mitigation PCC	
		IRWST	A à E (RP à APR)		
		RIS-Accu	A et B -P [ ] (RP, AN/GB P [ ])		
		PTR- BK	E (APR)		
Contrôle de la réactivité / Eviter la cristallisation dans le cœur (dilution hétérogène)	Concentration en Bore Total	RCP RBS IRWST	A à E (AN/GV à APR)	Condition initiale études PCC	<u>PCC4</u> APRP grosse brèche et brèche intermédiaire (voir section 15.2.4f). APRP petite brèche états C et D (voir section 15.2.4g).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6      SECTION : -  
 TABLEAU : 8  
 PAGE : 1/1              STANDARD

**9.6 TAB 8 : CRITERES ASSOCIÉS AU CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ (RRC-A et Accident Grave)**

Fonction Sûreté / Critère Fonctionnel	Indicateur	Système	Domaines d'Etude (état de tranche)	Définition de critères	Concentration de bore fixée selon les scénarios :
Contrôle de la réactivité / Assurer la concentration de bore	Concentration en Bore 10	RBS	A à E (RP à APR)	Disponibilité d'un moyen de mitigation RRC-A	<p>Défaillance de l'arrêt automatique du réacteur (voir sections 19.1.3Fsa.i (i = 1 à 4) et 19.1.3Fsb.j (j = 1 à 6)).</p> <p>Perte totale de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur, état A (voir section 19.1.3Fsd).</p> <p>APRP (brèche de taille inférieure à 20 cm<sup>2</sup>) sans ISMP , état A voir section 19.1.3Fsg)</p> <p>APRP (brèche de taille inférieure à 20 cm<sup>2</sup>) sans ISBP , état A (voir section 19.1.3Fsh).</p> <p>Dilution homogène ne provenant pas du RCV avec échec de l'isolement de la source de dilution par l'opérateur, états CB et D (voir section 19.1.3Fsj)</p>
		IRWST	A à E (RP à APR)		
		RIS-Accu	A et B -[ ]		
		PTR-BK	A, B, C, D, F (RP à RCD sauf APR)	Disponibilité d'un moyen de mitigation RRC-A	



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6      SECTION : -  
 TABLEAU : 9  
 PAGE : 1/4              STANDARD

**9.6 TAB 9 : CRITÈRES ASSOCIÉS AU CONFINEMENT DE SUBSTANCES RADIOACTIVES, RADIOPROTECTION ET ENVIRONNEMENT**

Fonction Sûreté	Critères fonctionnels	Conditions de fonctionnement	Indicateurs	Système	Domaines d'Etude (état de tranches)	Valeurs associées à des conditions limites de dimensionnement et/ou d'opération
Confinement des substances radioactives	Assurer le suivi de l'intégrité de la 1 <sup>ère</sup> barrière via le suivi des activités de produits de fission	PCC1	<sup>133</sup> Xe Ou <sup>133</sup> Xe et <sup>133</sup> Xe/ <sup>135</sup> Xe	RCP	A (RP)	[ ] (RGE Chapitre III associé aux paramètres radiochimiques)
		Condition initiale PCC des conséquences radiologiques	Eq-131	RCP	A (RP puissance stable)	[ ] (RGE Chapitre III associé aux paramètres radiochimiques)
			Eq-131	RCP/ RIS-RA	A (pendant transitoires) et B (AN/GV)	[ ] (RGE Chapitre III associé aux paramètres radiochimiques)
			$\Sigma$ Gaz initiateur pour vérifier Eq. <sup>131</sup> I lors des transitoires de puissance	RCP	A (RP puissance stable)	[ ] (RGE Chapitre III associé aux paramètres radiochimiques)
	Assurer l'intégrité de la 2 <sup>ème</sup> barrière avec le suivi des fuites primaires/secondaire	PCC1	Débit de fuite 1 <sup>ère</sup> /2 <sup>ème</sup> Voie Azote 16- KRT VVP	VPP	A-B (>20%Pn)	RGE Chapitre III (STE-KRT)



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6      SECTION : -  
 TABLEAU : 9  
 PAGE : 2/4              STANDARD

Fonction Sûreté	Critères fonctionnels	Conditions de fonctionnement	Indicateurs	Système	Domaines d'Etude (état de tranches)	Valeurs associées à des conditions limites de dimensionnement et/ou d'opération
	Suivi de l'intégrité de la 2 <sup>ème</sup> barrière via l'activité GV en situation accidentelle	PCC2-PCC4	KRT « Gamma Total »	APG-RES VVP	Situation post accidentelle	STE-SPA
	Assurer l'intégrité de la 2 <sup>ème</sup> /3 <sup>ème</sup> barrière	Condition initiale de PCC1-4 conséquences radiologiques	EqI131	RCP avant l'ouverture de la 3 <sup>ème</sup> barrière	C, D, E (AN/RIS-RA, API, APR)	[ ] (RGE Chapitre III associé aux paramètres radiochimiques)
		Disponibilité d'un moyen de mitigation des conséquences radiologiques en conditions PCC-4/RRC-A	NaOH	EVU	A, B, C, D, E (RP à APR)	[ ]
			Concentration en bore total	Systèmes Borés		[ ] [ ] (RGE Chapitre III associé aux paramètres chimiques)



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6      SECTION : -  
 TABLEAU : 9  
 PAGE : 3/4              STANDARD

Fonction Sûreté	Critères fonctionnels	Conditions de fonctionnement	Indicateurs	Système	Domaines d'Etude (état de tranches)	Valeurs associées à des conditions limites de dimensionnement et/ou d'opération
Lien indirect avec la sûreté : Maintien de l'intégrité des composants du circuit primaire et radioprotection	Limiter la radiolyse dans le circuit primaire	PCC1	[H <sub>2</sub> ]	RCP	A	[ ] (prise en compte dans le dimensionnement du système TEG et de la station d'hydrogénation RCV)
	Limiter le relâchement et l'activation de produits de corrosion sur le combustible et leur transfert à zones hors flux		[Li] <sub>min</sub>	RCP	A	[ ]
	Limiter la corrosion de la gaine combustible.		[Li] <sub>max</sub>	RCP	A-D	[ ] (prise en compte dans le dimensionnement de la station d'injection automatique de lithine du RCV)
	Limiter les risques de fragilisation des gaines combustible		[H <sub>2</sub> ]	RCP	A-D	[ ] (prise en compte dans le dimensionnement du système TEG et de la station d'hydrogénation RCV)
	Minimiser la corrosion généralisée et éviter la corrosion localisée.		[O <sub>2</sub> ]	RCP	A	[ ] (prise en compte dans le dimensionnement des dégazeurs TEP)



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6      SECTION : -  
 TABLEAU : 9  
 PAGE : 4/4              STANDARD

Fonction Sûreté	Critères fonctionnels	Conditions de fonctionnement	Indicateurs	Système	Domaines d'Etude (état de tranches)	Valeurs associées à des conditions limites de dimensionnement et/ou d'opération
Lien indirect avec la sûreté : Maintien de l'intégrité de la 2 <sup>ème</sup> barrière	Limiter la corrosion des GV	PCC1	pH <sub>25°C</sub>	Eau alimentaire GV (AHP)	A	Document Standard des Spécifications Chimiques en vigueur du Circuit Secondaire
			[Na]	APG	A(RP à partir de P>25%PN)	Document Standard des Spécifications Chimiques en vigueur du Circuit Secondaire
			Conductivité cationique	APG	A(RP à partir de P>25%PN)	Document Standard des Spécifications Chimiques en vigueur du Circuit Secondaire
Lien indirect avec la sûreté : Maintien de l'intégrité de la 3 <sup>ème</sup> barrière	Limiter la corrosion des matériaux	PCC1	pH <sub>25°C</sub>	RRI	A (puissance stabilisée et transitoires)	Document Standard des Spécifications Chimiques en vigueur du Circuit Primaire
Radioprotection	Limitation du risque alpha	PCC1	<sup>134</sup> I	RCP	A	Document Standard des Spécifications Radiochimiques en vigueur
			Activité alpha total	RCP	A	
	Limiter la Contamination du BR à l'ouverture du circuit primaire		<sup>131</sup> I	RCP RIS/RA	D (avant ouverture du RCP)	Dossier Standard des Spécifications Radiochimiques en vigueur
Environnement	Limiter l'activité rejetée à la cheminée pendant l'arrêt	PCC1	<sup>133</sup> Xe	RCP RIS/RA	D (avant le basculement TEG-EBA)	Dossier Standard des Spécifications Radiochimiques en vigueur



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6      SECTION : -  
 TABLEAU : 10  
 PAGE : 1/1              STANDARD

**9.6 TAB 10 : CRITÈRES ASSOCIÉS À LA PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS (RISQUE D'EXPLOSION INTERNE)**

Fonction Sûreté	Critères fonctionnels	Conditions de fonctionnement	Indicateurs	Système	Domaines d'Etude	Valeurs associées à des conditions limites de dimensionnement et/ou d'opération
Protection contre les agressions : risque d'explosion interne	Injection de réactifs incompatibles en lignes séparées	PCC1	N2H4	RCP-RIS/RA	C	Selon les concentrations d'oxygène et hydrogène à éliminer et les conditions d'exploitation
			H2O2			
	Assurer les teneurs des gaz inflammables inférieures aux limites d'inflammabilité dans l'installation.	PCC1	H <sub>2</sub> gaz	TEG TEP, RPE, RCV, REN	A-F	[ ] (Prise en compte dans le dimensionnement du TEG)
	Assurer les hypothèses de dimensionnement du système TEG	PCC1	[H2]	RCP	A	[ ]
[O2]			RCP	A	[ ] [ ]	



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6      SECTION : -  
 TABLEAU : 11  
 PAGE : 1/2              STANDARD

**9.6 TAB 11 : PARAMÈTRES CHIMIQUES ET RADIOCHIMIQUES SURVEILLÉS AU TITRE DES RÈGLES GÉNÉRALES D'EXPLOITATION**

Paramètre	Système	Etat de tranche	Enjeu
<sup>10</sup> B - CB	RCP	A-E (RP-à APR)	Sûreté
Delta <sup>10</sup> B entre RCP et PZR	PZR	A (RP)	
<sup>10</sup> B - CB	PTR- BK	A à F (RP à RCD)	
<sup>10</sup> B - CB	IRWST	A à E (RP à APR)	
<sup>10</sup> B - CB	RBS	A à E (RP à APR)	
<sup>10</sup> B - CB	Accumulateurs RIS	A et B (RP, AN/GV, [ I ])	
Equivalent <sup>131</sup> I en puissance stable et transitoire	RCP	A –B (RP puissance stable, AN/GV)	
Activité maximale en ΣGaz	RCP	A (RP)	
Activité maximale en équivalent <sup>131</sup> I avant l'ouverture de la 3 <sup>ème</sup> barrière en arrêt de tranche.	RCP (RIS-RA connecté)	C, D, E (AN/RIS-RA, API, APR)	
Débits de fuite primaire/secondaire-activité <sup>16</sup> N-KRT	VVP	A, B (RP, AN/GV)	
Activité Gamma Total KRT	APG-RES et VVP	Situation Post-Accidentelle	
Concentration en soude	EVU	A, B, C, D, E (RP à APR)	
Activité <sup>133</sup> Xe et rapport <sup>133</sup> Xe/ <sup>135</sup> Xe en puissance	RCP	A (RP)	





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6      SECTION : -  
 TABLEAU : 11  
 PAGE : 2/2              STANDARD

Paramètre	Système	Etat de tranche	Enjeu
Concentration maximale en lithium	RCP	A (RP)	Maintenance
Concentration basse d'hydrogène	RCP	A (RP)	
Concentration en Oxygène	RCP	Phase transitoires de démarrage lorsque [ ]	
Concentration en Chlorures	RCP		
Concentration en fluorures	RCP		
Concentration en sulfates	RCP		
Concentration en oxygène	PZR		
Concentration en sodium	RCP	A(RP)	
pH (puissance stabilisée et transitoires)	RRI	A(RP)	
Concentration en sodium	APG	A (RP à partir de [ ])	
Conductivité cationique	APG	A (RP à partir de [ ])	
pH	AHP	A (RP)	
Concentration basse de lithium	RCP	A (RP)	Radioprotection
Activité <sup>134</sup> I	RCP	A (RP)	
Activité <sup>131</sup> I avant la rupture d'intégrité du circuit primaire.	RCP (RIS-RA connecté)	D (API)	Environnement
Activité <sup>133</sup> Xe avant la fin du balayage à l'azote (basculement de TEG vers EBA)	RCP (RIS-RA connecté)	D (API)	
Concentration maximale d'hydrogène dissous	RCP	A (RP)	Agression risque d'explosion interne
Teneur en hydrogène de la phase gaz des systèmes	TEG et capacités diphasiques	F (RP à RCD)	
Teneur en oxygène de la phase gaz des systèmes	TEG et capacités diphasiques	A-F (RP à RCD)	



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

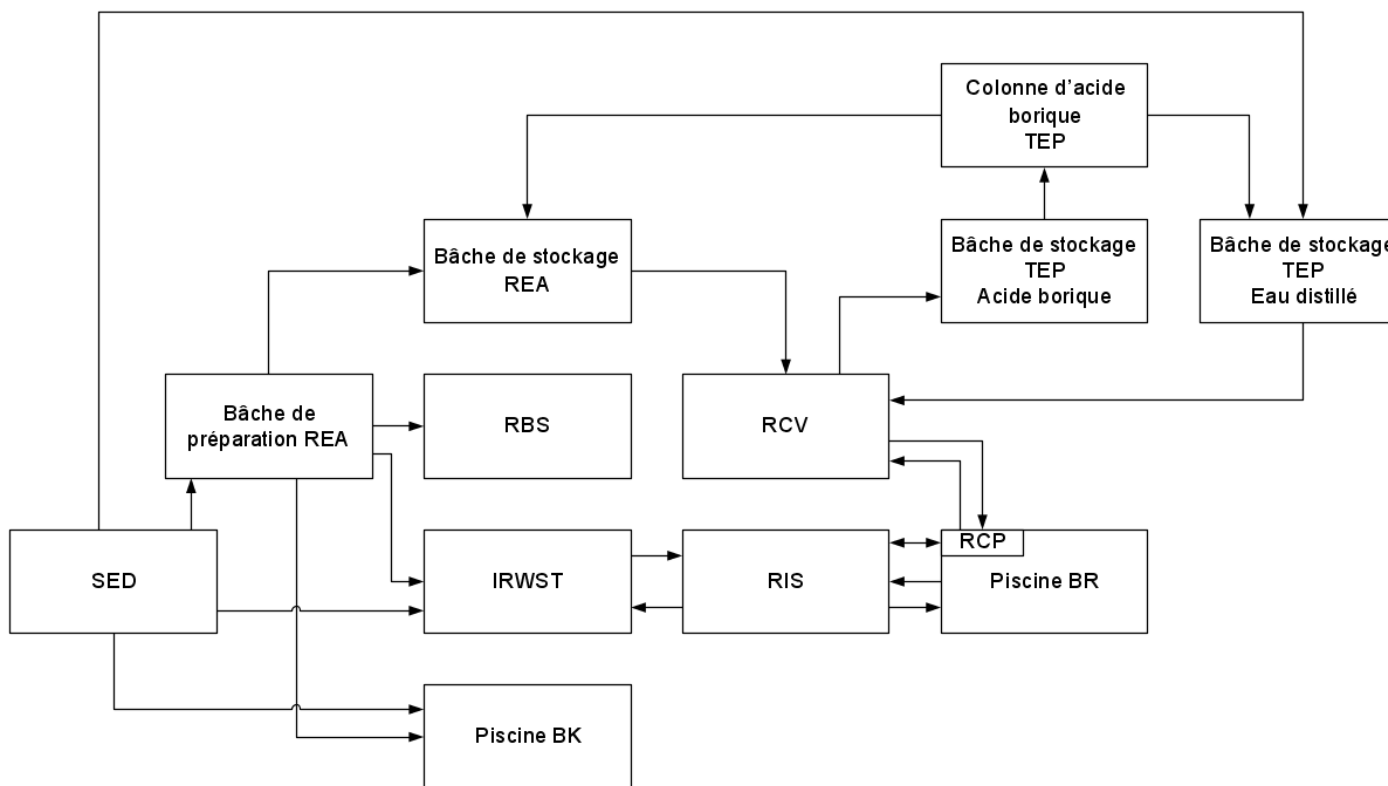
SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

FIGURE : 1  
PAGE : 1/1

STANDARD

9.6 FIG 1 : INTERFACES DES SYSTÈMES CONTRIBUTEURS À LA GESTION DU BORE





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

FIGURE : 2

PAGE : 1/1

STANDARD

9.6 FIG 2 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 9.6

SECTION : -

FIGURE : 3

PAGE : 1/1

STANDARD

9.6 FIG 3 : [ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOMMAIRE  
CHAPITRE : 11

**SOMMAIRE CHAPITRE 11**

**11 - EFFLUENTS ET DÉCHETS**

**11.1 - EFFLUENTS RADIOACTIFS**

**11.2 - EFFLUENTS CHIMIQUES**

**11.3 - ESTIMATION DES EFFLUENTS ET DECHETS RADIOACTIFS**



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOMMAIRE  
SOUS-CHAP : 11.1

**SOMMAIRE SOUS CHAPITRE 11.1**

**11.1 - EFFLUENTS RADIOACTIFS**

**11.1.1 - ORIGINE DES SUBSTANCES RADIOACTIVES**

**11.1.2 - ARCHITECTURE DES SYSTÈMES DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS**

**11.1.3 - SYSTÈMES DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS RADIOACTIFS LIQUIDES**

**11.1.4 - SYSTÈME DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS GAZEUX (TEG)**

**11.1.5 - SYSTÈME DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS RADIOACTIFS SOLIDES (TES)**

**11.1.6 - MODALITÉS DE REJET DES EFFLUENTS RADIOACTIFS**



## SOMMAIRE

<b>11.1.2.ARCHITECTURE DES SYSTÈMES DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS.....</b>	<b>3</b>
<b>1. RÔLE DES SYSTÈMES DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS .....</b>	<b>3</b>
<b>2. SYSTÈMES DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS LIQUIDES .....</b>	<b>3</b>
<b>2.1. SYSTÈMES DE TRANCHE .....</b>	<b>4</b>
<b>2.2. SYSTÈME DU BTE.....</b>	<b>4</b>
<b>2.3. SYSTÈMES DE SITE.....</b>	<b>5</b>
<b>3. SYSTÈMES DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS GAZEUX .....</b>	<b>7</b>
<b>3.1. TRAITEMENT DES EFFLUENTS GAZEUX PRIMAIRES.....</b>	<b>7</b>
<b>3.2. TRAITEMENT DES AUTRES EFFLUENTS GAZEUX.....</b>	<b>8</b>
<b>4. SYSTÈMES DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS SOLIDES .....</b>	<b>8</b>
<b>4.1. SYSTÈME DE TRANCHE .....</b>	<b>8</b>
<b>4.2. SYSTÈMES DU BTE .....</b>	<b>9</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1

SECTION : 11.1.2

PAGE : 2/9

STANDARD





## 11.1.2.ARCHITECTURE DES SYSTÈMES DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS

### 1. RÔLE DES SYSTÈMES DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS

Durant le fonctionnement normal de la tranche, certains circuits véhiculent du fluide primaire contaminé et chimiquement pollué ; certains circuits, séparés du fluide primaire par une barrière et donc normalement non contaminés, peuvent accidentellement être contaminés par un défaut d'étanchéité de la barrière.

En fonctionnement normal de la tranche EPR, il y a lieu de contrôler et limiter les relâchements de substances radioactives et chimiques dans l'environnement dans les limites fixées par la réglementation et les autorisations de rejets d'effluents.

Le rôle des systèmes de traitement des effluents radioactifs consiste, en fonctionnement normal, à :

- collecter les effluents radioactifs et chimiques produits dans la tranche et dans les installations de site ; ces effluents proviennent des vidanges, purges, échantillonnages et fuites de circuits normalement ou incidentellement contaminés et chimiquement pollués,
- traiter, si nécessaire, ces effluents, c'est-à-dire réduire le niveau de contamination et pollution chimique en vue du rejet à l'extérieur du site dans les limites réglementaires,
- rejeter, à l'extérieur du site, les effluents après contrôle et comptabilisation des activités, substances chimiques et volumes rejetés dans les conditions réglementaires.

Dans certaines situations accidentelles de la tranche pouvant entraîner un transfert important de contamination dans les bâtiments voisins du Bâtiment Réacteur, les circuits d'effluents radioactifs interviennent pour assurer un confinement de la contamination, afin de limiter les relâchements de substances radioactives à l'extérieur par une réinjection à l'intérieur du Bâtiment Réacteur.

La description suivante des systèmes de traitement des effluents est organisée selon la phase de l'effluent : liquide, gazeux ou solide.

### 2. SYSTÈMES DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS LIQUIDES

Le traitement des effluents liquides est réparti entre les systèmes de tranche, les systèmes du BTE EPR et les systèmes de site.

Les effluents liquides (et gazeux) de l'îlot nucléaire transitent par le circuit de purges et événements RPE.

Le traitement des effluents liquides est décrit ci-dessous (le traitement des effluents gazeux est décrit au paragraphe 3).

Le circuit TEP, circuit de traitement des effluents primaires est décrit dans la section 9.3.3 et est considéré comme un système auxiliaire. Il est exclu de la description ci-après.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.2  
PAGE : 4/9  
STANDARD

Le Bâtiment de Traitement des Effluents (BTE) comporte notamment le TEU (circuit de traitement des effluents usés) et le RPE (système de purges et événements).

Les systèmes de site sont le KER (circuit de contrôle et rejet des effluents liquides), le TER (circuit des réservoirs supplémentaires de santé) et le SEK (circuit de recueil, contrôle et rejet des exhaures de la salle des machines).

## **2.1. SYSTÈMES DE TRANCHE**

Le RPE est le seul système de traitement des effluents liquides de la tranche. Il est décrit dans la section 11.1.3.1.

Le RPE collecte les effluents liquides et les envoie vers différents systèmes selon la capacité de l'effluent à être recyclé ou selon ses caractéristiques chimiques et radiologiques.

Le RPE collecte les effluents liquides hydrogénés provenant du circuit primaire pour recyclage au TEP.

Le RPE collecte les effluents liquides non recyclables pour envoi au :

- TEU :
  - drains résiduaux : fluide primaire pollué provenant des rinçages des circuits,
  - drains chimiques : effluents réputés chimiquement pollués et actifs, provenant notamment du laboratoire REN et des circuits de décontamination du fluide primaire,
  - drains de planchers 1 : fluides potentiellement contaminés et chimiquement pollués provenant des fuites exceptionnelles des matériels véhiculant du fluide actif et des lavages des sols,
  - drains de planchers 2 : fluides peu ou pas contaminés provenant de fuites, lavages de planchers de zone contrôlée verte et vidanges d'équipements ne traitant pas du fluide réputé actif,
- SEK :
  - drains de planchers 3 : fluides réputés non contaminés provenant de fuites, lavages de planchers et vidanges d'équipements de zones non contrôlées.

## **2.2. SYSTÈME DU BTE**

Le système RPE (système de purges et événements) est décrit dans la section 11.1.3.1.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1

SECTION : 11.1.2

PAGE : 5/9

STANDARD

Il collecte les effluents liquides du BTE et du POE selon leurs caractéristiques physico-chimiques et radiologiques pour envoi au TEU :

- drains résiduaire : fluides réputés actifs plus ou moins dilués et/ou pollués, provenant du rinçage des circuits,
- drains chimiques : fluides actifs plus ou moins dilués et pollués chimiquement, provenant notamment de l'échantillonnage TEN (circuit d'échantillonnage des effluents du BTE) ou du transfert des résines,
- drains de planchers : fluides potentiellement contaminés provenant des fuites, lavages des sols et des vidanges d'équipements.

Le système de traitement TEU (circuit de traitement des effluents usés), localisé dans le Bâtiment de Traitement des Effluents (BTE), possède une capacité de stockage et traitement pour les effluents liquides provenant de la tranche 3 et les effluents provenant des systèmes de site KER, TER et SEK nécessitant un traitement complémentaire.

Le circuit TEU de traitement des effluents usés est décrit en section 11.1.3.2.

Il assure le stockage, traitement et transfert vers KER (ou exceptionnellement TER) des drains résiduaire, drains chimiques, drains de planchers envoyés par le système RPE de l'EPR et par le système RPE du BTE et POE EPR, ainsi que les effluents nécessitant re-traitement ou traitement complémentaire envoyés par les systèmes de site KER, TER ou SEK. Le traitement effectué afin de limiter la radioactivité et la quantité de certaines substances chimiques comme le bore consiste en :

- la filtration de tous les effluents,
- la déminéralisation des effluents radioactifs chimiquement propres,
- l'évaporation des effluents liquides qui ne peuvent être traités par l'un des procédés ci-dessus du fait de leurs caractéristiques chimiques.

Il assure également le stockage pour contrôle et la filtration des distillats TEP non recyclables avant transfert aux réservoirs de contrôle avant rejet (KER ou exceptionnellement TER).

Les effluents liquides après traitement et les distillats TEP sont envoyés au KER ou exceptionnellement au TER (systèmes de site) pour stockage, contrôle et comptabilisation avant rejet modulé conformément à la réglementation.

Les concentrats issus de l'évaporation ainsi que les résines usées issues des déminéraliseurs TEU sont stockés et conditionnés dans le 8TES (système de traitement des effluents solides). Les filtres usés sont conditionnés dans le 8TES.

## **2.3. SYSTÈMES DE SITE**

Les systèmes de site sont situés à l'emplacement des installations KER/TER/SEK existantes et traitent les effluents liquides provenant des tranches existantes et de la tranche EPR.

Il s'agit des systèmes de stockage et contrôle avant rejet :

- KER (circuit de contrôle et rejet des effluents liquides),
- TER (circuit des réservoirs supplémentaires de santé),
- SEK (circuit de recueil, contrôle et rejet des exhaustes de la salle des machines).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1

SECTION : 11.1.2

PAGE : 6/9

STANDARD

Le contenu des bâches KER, TER et SEK peut être transféré, via TER, au TEU pour retraitement en cas de risque de dépassement d'une limite réglementaire.

**Systeme KER**

Le circuit KER de contrôle et rejet des effluents liquides est décrit en section 11.1.3.3.

Il assure le stockage :

- des effluents liquides traités dans les circuits TEU des tranches existantes et dans le circuit TEU de la tranche EPR,
- des purges des générateurs de vapeur de l'APG (système de purge des GV) des tranches existantes et de la tranche EPR lorsqu'elles ne sont pas recyclées,
- des distillats et des effluents primaires dégazés et décontaminés provenant du TEP des tranches existantes et des distillats dégazés non recyclables de la tranche EPR (via TEU),
- des effluents de laverie et de décontamination,

et, après contrôle, le rejet modulé dans le milieu naturel par l'intermédiaire d'un système de dilution.

L'impact de l'installation de la tranche EPR consiste en l'implantation de trois réservoirs supplémentaires ayant chacun une capacité identique à celle des réservoirs existants.

**Systeme TER**

Le circuit TER des réservoirs supplémentaires de santé est décrit en section 11.1.3.4.

Les capacités de stockage du TER ne sont utilisées que lors de circonstances exceptionnelles après accord de l'Autorité de Sûreté.

Ces capacités peuvent être utilisées en cas :

- d'indisponibilité partielle ou complète du circuit KER,
- d'indisponibilité partielle ou complète du circuit SEK,
- de saturation complète des réservoirs de tête des circuits TEU,
- de vidange d'une capacité de grandes dimensions (pour intervention ou en cas de défaillance) contenant des effluents qui ne peuvent être rejetés par les moyens normaux. Il s'agit du réservoir PTR, des réservoirs REA d'eau et d'appoint au circuit primaire ou des réservoirs TEP de stockage intermédiaire des tranches existantes et des systèmes PTR, REA, TEP et de l'IRWST de la tranche EPR,
- d'activité élevée des effluents de la salle des machines qui sont normalement rejetés par le circuit SEK,
- de difficultés de rejet des effluents dans le milieu naturel.

**Systeme SEK**

Le circuit SEK de recueil, contrôle et rejet des exhaures de la salle des machines est décrit en section 11.1.3.5.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.2  
PAGE : 7/9  
STANDARD

Il assure le stockage :

- des effluents liquides provenant de la salle des machines et du bâtiment des auxiliaires généraux pouvant être éventuellement légèrement contaminés en cas de fuites primaire / secondaire des générateurs de vapeur des tranches existantes et de la tranche EPR,
- des effluents des puisards des locaux RRI et DEG des BAN des tranches existantes,
- des drains de planchers RPE 3 de la tranche EPR s'ils ne sont pas contaminés,

et, après contrôle, le rejet de ces effluents vers le milieu naturel.

L'impact de l'installation de la tranche EPR consiste en la mise en service des deux réservoirs supplémentaires existants ayant chacun une capacité identique à celle des réservoirs existants en service.

### **3. SYSTÈMES DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS GAZEUX**

Les systèmes de traitements des effluents gazeux sont répartis entre les systèmes de traitement des effluents gazeux primaires (RPE partie effluents gazeux et TEG) et le traitement des autres effluents gazeux qui est assuré par les systèmes de ventilation (DWN, EBA et DWL notamment).

#### **3.1. TRAITEMENT DES EFFLUENTS GAZEUX PRIMAIRES**

##### **Système RPE**

Le système RPE est décrit en section 11.1.3.1.

Il comporte une partie effluents gazeux qui collecte les effluents gazeux, hydrogénés ou aérés, provenant de l'éventage des circuits ou du dégazage de fluide avant leur transfert vers le système TEG ou vers les réseaux de ventilation.

Le RPE intérieur BR permet aussi l'éventage et le remplissage du circuit primaire sous vide grâce à une pompe à vide.

##### **Système TEG**

Le système TEG est différent du procédé correspondant sur les tranches françaises et se rapproche du procédé des tranches allemandes.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.2  
PAGE : 8/9  
STANDARD

Il est décrit dans la section 11.1.4 et contribue aux fonctions suivantes :

- compenser les variations de niveau du ciel gazeux dans les bâches raccordées en évacuant ou en apportant le volume correspondant de gaz ;
- éviter les fuites de gaz radioactifs des composants connectés au TEG dans les locaux du bâtiment en maintenant le système en dépression ;
- balayer à l'azote les composants dans lesquels le fluide primaire se dégaze afin de traiter les effluents gazeux ;
- limiter la teneur en hydrogène dans le système et les composants balayés à moins de 4 % en volume et la teneur en oxygène à moins de 2 % en volume afin d'empêcher la formation d'un mélange inflammable et d'éviter l'absorption d'oxygène par le fluide primaire empêchant ainsi des corrosions dans le circuit primaire ;
- prendre en charge le gaz en excès produit pendant les transitoires de la tranche par les systèmes raccordés au TEG ;
- retarder les gaz rares radioactifs avant leur rejet via DWN à l'atmosphère dans les conditions et limites réglementaires.

### **3.2. TRAITEMENT DES AUTRES EFFLUENTS GAZEUX**

Les systèmes de ventilation sont décrits au sous-chapitre 9.4.

Ils assurent un rôle radiologique pour le public en réduisant le niveau de contamination de l'air avant rejet à la cheminée et ensuite dans l'environnement ; il s'agit en particulier des systèmes suivants :

- DWN, EBA petit débit, DWQ : en fonctionnement normal de la tranche, arrêt de tranche ou accident de manutention de combustible dans le BR,
- DWL : après un accident de manutention de combustible dans le BK ou lié au fonctionnement de l'injection de sécurité.

L'air extrait est traité sur filtres absolus et pièges à iodes si besoin. Après filtration, les effluents gazeux sont rejetés à la cheminée du Bâtiment des Auxiliaires Nucléaires (BAN) avec contrôle pour comptabilisation dans les conditions réglementaires.

## **4. SYSTÈMES DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS SOLIDES**

Le traitement des effluents solides est réparti entre le système TES de tranche et le système 8TES localisé dans le Bâtiment de Traitement des Effluents (BTE) EPR.

### **4.1. SYSTÈME DE TRANCHE**

Le système de tranche TES de traitement des effluents solides est décrit en section 11.1.5.1.

Il assure la mise en coque des paniers de filtres et le transfert des résines depuis le BAN jusqu'au Bâtiment de Traitement des Effluents (BTE) EPR.

La machine de manutention des filtres retire le filtre utilisé et le dépose dans une coque béton.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1

SECTION : 11.1.2

PAGE : 9/9

STANDARD

Les résines usées des systèmes RCV, TEP, PTR et les résines usées contaminées du système APG sont évacuées dans les bâches de stockage 8TES du Bâtiment de Traitement des Effluents par le collecteur 8TES.

Le TES assure également la gestion des déchets technologiques (tri et contrôle) en amont des moyens de traitement et de conditionnement du 8TES du BTE.

#### **4.2. SYSTÈMES DU BTE**

Le système 8TES de traitement des effluents solides est décrit en section 11.1.5.2.

Il est localisé dans le Bâtiment de Traitement des Effluents (BTE) EPR et traite les effluents solides produits par la tranche EPR.

Il comprend des installations de stockage des déchets et des installations de conditionnement.

Le stockage des résines échangeuses d'ions usées (issues des systèmes RCV, TEP, PTR, TEU et APG si actives) inclut deux bâches de stockage.

L'installation de conditionnement des résines consiste principalement en la machine mobile d'enrobage MERCURE.

Le système stocke aussi les concentrats produits par l'évaporateur TEU dans deux bâches.

La filière de traitement est le transport en bache mobile vers CENTRACO pour incinération.

Le système 8TES contient également les installations de conditionnement suivantes :

- l'installation d'enfûtage, blocage, bouchage des filtres et déchets technologiques radioactifs en coques béton,
- l'installation de compactage des déchets technologiques de faible activité,
- l'installation d'enfûtage, blocage et bouchage des boues radioactives en coques béton et/ou fûts.



## **SOMMAIRE SOUS CHAPITRE 11.1.3**

### **11.1.3 - SYSTÈMES DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS RADIOACTIFS LIQUIDES**

**11.1.3.1 - CIRCUIT DE PURGES ET EVENTS DE L'ÎLOT NUCLEAIRE (RPE)**

**11.1.3.2 - CIRCUIT DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS USÉS (TEU)**

**11.1.3.3 - CIRCUIT DE CONTRÔLE ET DE REJET DES EFFLUENTS LIQUIDES DE L'ÎLOT NUCLEAIRE (KER)**

**11.1.3.4 - CIRCUIT DES RÉSERVOIRS SUPPLÉMENTAIRES DE SANTÉ (TER)**

**11.1.3.5 - CIRCUIT DE RECUEIL, CONTRÔLE ET REJET DES EXHAURES DE LA SALLE DES MACHINES (SEK)**





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.3.1  
PAGE : 1/30  
STANDARD

## SOMMAIRE

11.1.3.SYSTÈMES DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS RADIOACTIFS LIQUIDES .....	5
11.1.3.1.CIRCUIT DE PURGES ET EVENTS DE L'ÎLOT NUCLEAIRE (RPE).....	5
0. EXIGENCES DE SÛRETÉ.....	5
0.1. FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	5
0.1.1. CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....	5
0.1.2. EVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	5
0.1.3. CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES.....	5
0.1.4. CONTRIBUTIONS INDIRECTES AUX FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	6
0.1.5. CONTRIBUTIONS SPÉCIFIQUES À LA PROTECTION CONTRE LES	
AGRESSIONS .....	6
0.1.6. CONTRIBUTIONS À L'ÉLIMINATION PRATIQUE.....	6
0.2. CRITÈRES FONCTIONNELS.....	6
0.2.1. CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....	6
0.2.2. EVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	6
0.2.3. CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES.....	6
0.2.4. CONTRIBUTIONS INDIRECTES AUX TROIS FONCTIONS DE SÛRETÉ 7	
0.2.5. CONTRIBUTIONS SPÉCIFIQUES À LA PROTECTION CONTRE LES	
AGRESSIONS .....	7
0.3. EXIGENCES RELATIVES À LA CONCEPTION .....	8
0.3.1. EXIGENCES ISSUES DU CLASSEMENT DE SÛRETÉ .....	8
0.3.2. EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES .....	9
0.3.3. AGRESSIONS .....	10
0.3.4. DIVERSIFICATION .....	10
0.3.5. RADIOPROTECTION .....	10
0.3.6. EXIGENCES LIÉES AU FONCTIONNEMENT, À LA MAINTENANCE ET	
À L'ACCESSIBILITÉ LONG TERME.....	11
0.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE.....	11
0.4.1. ESSAIS DE DÉMARRAGE .....	11
0.4.2. SURVEILLANCE EN EXPLOITATION .....	11
0.4.3. ESSAIS PÉRIODIQUES .....	11
0.4.4. MAINTENANCE.....	11
1. RÔLE DU SYSTÈME.....	11



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.3.1  
PAGE : 2/30  
STANDARD

1.1.	RÔLE DU SYSTÈME PENDANT L'EXPLOITATION NORMALE DE LA TRANCHE.....	12
1.2.	RÔLE DU SYSTÈME DANS DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT PCC-2 À PCC-4, RRC-A, EN ACCIDENT GRAVE ET SITUATIONS AGRESSIONS .....	12
2.	BASES DE CONCEPTION .....	13
2.1.	HYPOTHÈSES GÉNÉRALES DE FONCTIONNEMENT.....	13
2.1.1.	EFFLUENTS LIQUIDES RECYCLABLES .....	13
2.1.2.	EFFLUENTS LIQUIDES NON RECYCLABLES .....	13
2.1.3.	EFFLUENTS GAZEUX .....	14
2.2.	HYPOTHÈSES DE DIMENSIONNEMENT .....	14
2.2.1.	CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....	14
2.2.2.	EVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	14
2.2.3.	CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES .....	15
2.2.4.	CONTRIBUTIONS INDIRECTES AUX FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	15
2.2.5.	CONTRIBUTIONS À LA PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS ....	15
2.3.	AUTRES HYPOTHÈSES .....	15
3.	DESCRIPTION – FONCTIONNEMENT .....	15
3.1.	DESCRIPTION .....	15
3.1.1.	DESCRIPTION GÉNÉRALE DU SYSTÈME.....	15
3.1.2.	DESCRIPTION DES MATÉRIELS PRINCIPAUX .....	16
3.1.3.	DESCRIPTION DES DISPOSITIONS D'INSTALLATION PRINCIPALES ..	19
3.2.	FONCTIONNEMENT .....	20
3.2.1.	FONCTIONNEMENT EN RÉGIME NORMAL DE LA TRANCHE.....	20
3.2.2.	FONCTIONNEMENT EN RÉGIME PERMANENT DU SYSTÈME.....	20
3.2.3.	FONCTIONNEMENT EN RÉGIME TRANSITOIRE DU SYSTÈME .....	22
3.2.4.	AUTRES RÉGIMES DE FONCTIONNEMENT DU SYSTÈME .....	22
4.	ANALYSE DE SÛRETÉ.....	23
4.1.	CONFORMITÉ À LA RÉGLEMENTATION .....	23
4.2.	RESPECT DES CRITÈRES FONCTIONNELS .....	23
4.2.1.	CONTRÔLE DE LA RADIOACTIVITÉ .....	23
4.2.2.	EVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	23
4.2.3.	CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES .....	23
4.2.4.	CONTRIBUTIONS INDIRECTES À L'ACCOMPLISSEMENT DES FONCTIONS DE SÛRETÉ.....	25
4.2.5.	CONTRIBUTIONS SPÉCIFIQUES À LA PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS .....	25
4.3.	CONFORMITÉ AUX EXIGENCES DE CONCEPTION.....	25



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.3.1  
PAGE : 3/30  
STANDARD

4.3.1. EXIGENCES ISSUES DU CLASSEMENT DE SÛRETÉ .....	25
4.3.2. EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES .....	26
4.3.3. AGRESSIONS.....	28
4.3.4. DIVERSIFICATION.....	28
4.3.5. RADIOPROTECTION .....	28
4.3.6. FONCTIONNEMENT, MAINTENANCE ET ACCESSIBILITÉ LONG TERME.....	29
4.3.7. SYSTÈME TEL QUE RÉALISÉ.....	29
4.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE.....	29
4.4.1. ESSAIS DE DÉMARRAGE .....	29
4.4.2. SURVEILLANCE EN FONCTIONNEMENT NORMAL .....	29
4.4.3. ESSAIS PÉRIODIQUES .....	29
4.4.4. MAINTENANCE .....	30
5. SCHÉMAS DE PRINCIPE .....	30



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.3.1  
PAGE : 4/30  
STANDARD

**FIGURES :**

11.1.3.1 FIG 1 [ ]

11.1.3.1 FIG 2 PRINCIPE D'ORIENTATION DES EFFLUENTS AU NIVEAU DU RPE ET  
TRANSFERT VERS LE TEU



## **11.1.3.SYSTÈMES DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS RADIOACTIFS LIQUIDES**

### **11.1.3.1.CIRCUIT DE PURGES ET EVENTS DE L'ILOT NUCLEAIRE (RPE)**

## **0. EXIGENCES DE SÛRETÉ**

### **0.1. FONCTIONS DE SÛRETÉ**

La contribution du système aux trois fonctions fondamentales est définie ci-dessous :

#### **0.1.1. Contrôle de la réactivité**

Le système RPE ne contribue pas directement au contrôle de la réactivité.

#### **0.1.2. Evacuation de la puissance résiduelle**

Le système RPE ne contribue pas directement à l'évacuation de la puissance résiduelle.

#### **0.1.3. Confinement des substances radioactives**

- Le système RPE véhicule des effluents liquides et gazeux contenant des substances radioactives. A ce titre, il doit contribuer :
  - au confinement de ces substances vis-à-vis de l'environnement dans sa globalité et du public,
  - au contrôle de la radioactivité en fonctionnement normal.
  
- En conditions accidentelles, vis-à-vis de la 3<sup>ème</sup> barrière de confinement, le système RPE doit :
  - assurer l'isolement de la ligne de refoulement des effluents vers TEU et la réinjection des effluents RIS dans le Bâtiment Réacteur,
  - jouer le rôle de 3<sup>ème</sup> barrière de confinement au niveau de ses traversées enceinte,
  - détecter une fuite RCV dans le BAN,
  - assurer l'isolement des locaux du BAN et du BK vis à vis d'une fuite EVU,
  - assurer le confinement du hall de manutention combustible BK.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.3.1  
PAGE : 6/30  
STANDARD

#### **0.1.4. Contributions indirectes aux fonctions de sûreté**

Sans objet.

#### **0.1.5. Contributions spécifiques à la protection contre les agressions**

Les contributions du système RPE à la protection contre les agressions doivent être les suivantes :

- protection contre l'inondation (interne et externe) dans l'îlot nucléaire,
- limitation des effets d'une inondation suite à un séisme.

#### **0.1.6. Contributions à l'élimination pratique**

Le système ne contribue pas directement à l'élimination pratique.

### **0.2. CRITÈRES FONCTIONNELS**

Afin d'assurer sa participation aux fonctions fondamentales de sûreté, le système doit satisfaire aux critères fonctionnels suivants :

#### **0.2.1. Contrôle de la réactivité**

Sans objet.

#### **0.2.2. Evacuation de la puissance résiduelle**

Sans objet.

#### **0.2.3. Confinement des substances radioactives**

- Le système RPE doit permettre de :
  - confiner les substances radioactives et prévenir le risque de fuites,
  - assurer la prévention du débordement d'effluents radioactifs dans l'îlot nucléaire et le BTE,
  - assurer la prévention de la pollution des systèmes DW- et TEG par des effluents liquides actifs,
  - assurer la prévention de la pollution des systèmes TEU et SEK par des effluents actifs.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.3.1  
PAGE : 7/30  
STANDARD

- En conditions accidentelles, vis-à-vis de la 3<sup>ème</sup> barrière de confinement, le système RPE doit :
  - assurer l'isolement de la ligne de refoulement des effluents vers TEU et la réinjection des fuites RIS dans le BR, au titre du confinement à long terme en cas de fuites RIS dans un Bâtiment des Auxiliaires de Sauvegarde (BAS) après un APRP (PCC-4),
  - permettre l'isolement de l'enceinte de confinement au niveau des lignes d'exhaure des drains de plancher 1 et 2 dans le Bâtiment Réacteur sur signal de bas niveau piscine BK, lorsque le tube de transfert est ouvert, afin d'empêcher une éventuelle évacuation d'eau à l'extérieur du Bâtiment Réacteur,
  - permettre l'isolement de l'enceinte de confinement au niveau de ses traversées enceinte sur signal Isolement Enceinte phase 1 (IE1), afin de confiner à l'intérieur du Bâtiment Réacteur les substances radioactives,
  - permettre l'isolement de l'enceinte de confinement au niveau de la ligne de réinjection des effluents RIS en Accident Grave, afin de confiner à l'intérieur du Bâtiment Réacteur les substances radioactives,
  - permettre l'isolement de l'enceinte de confinement au niveau de ses traversées enceinte sur signal Haute Activité Primaire dans les situations PCC conduisant à des ruptures de gaines sans déclenchement du signal IE1,
  - permettre la détection d'une fuite RCV dans le BAN (PCC section 15.2.3q),
  - permettre d'arrêter les pompes des puisards RPE [ ] et d'empêcher leur redémarrage automatique afin d'isoler les locaux du BK et du BAN vis à vis d'une fuite sur EVU,
  - permettre l'isolement des lignes de trop pleins de la piscine BK afin d'assurer le confinement du hall de manutention combustible BK.

#### **0.2.4. Contributions indirectes aux trois fonctions de sûreté**

Sans objet.

#### **0.2.5. Contributions spécifiques à la protection contre les agressions**

Au titre de sa contribution spécifique à la protection contre les agressions, le système RPE doit :

- détecter une inondation interne dans le bâtiment Combustible (BK), le bâtiment des Auxiliaires de Sauvegarde (BAS), le bâtiment des Auxiliaires Nucléaires (BAN) et le bâtiment réacteur (BR),
- identifier un by-pass de la protection volumétrique lors d'une inondation externe,
- permettre l'isolement des lignes présentant un risque de by-pass de la protection volumétrique afin de limiter les effets d'une inondation externe,
- permettre le déclenchement des pompes des puisards dont le maintien en service aggraverait les effets d'une inondation dans le bâtiment des Auxiliaires Nucléaires (BAN), le bâtiment de Traitement des Effluents (BTE) ou la galerie [ ] suite à un séisme.



## **0.3. EXIGENCES RELATIVES À LA CONCEPTION**

### **0.3.1. Exigences issues du classement de Sûreté**

#### **0.3.1.1. Classement de sûreté**

Les parties du système RPE jouant un rôle vis-à-vis de la sûreté doivent faire l'objet d'un classement de sûreté conformément aux règles de classement indiquées à la section 3.2.1.

#### **0.3.1.2. Critère de défaillance unique (active et passive)**

Les fonctions du système RPE classées F1 doivent être robustes à l'application du critère de défaillance unique.

Les fonctions du système RPE classées F2 au titre de la protection de l'installation contre les agressions internes doivent être robustes à l'application de la défaillance aléatoire conformément aux règles décrites en paragraphe 2.3 de la section 3.4.0.

#### **0.3.1.3. Alimentation électrique de secours**

L'alimentation électrique des composants du système RPE nécessaire à l'accomplissement des fonctions classées F1 doit être secourue par les groupes diesels principaux.

L'alimentation des composants du système RPE nécessaire à l'accomplissement des fonctions classées F2 doit être secourue au cas par cas, afin que cette dernière soit assurée si nécessaire, en cas de perte des alimentations électriques extérieures.

#### **0.3.1.4. Séparation physique / géographique**

Les fonctions classées F1 du système RPE doivent être conçues conformément à l'exigence de séparation physique / géographique de leurs équipements redondants constitutifs.

Les fonctions classées F2 du système RPE ne font pas l'objet d'une exigence de séparation physique / géographique.

#### **0.3.1.5. Qualification aux conditions accidentelles**

Les équipements classés du système RPE doivent être qualifiés en fonction des conditions de fonctionnement dans lesquelles ils sont sollicités au titre de leur contribution à l'accomplissement des fonctions de sûreté, conformément aux règles du sous-chapitre 3.7.

#### **0.3.1.6. Classement ESPN, mécanique, électrique, contrôle-commande et sismique**

Les équipements du système RPE redevables d'un classement mécanique, électrique, contrôle-commande et sismique doivent être classés conformément aux règles de classement présentées dans la section 3.2.1.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.3.1  
PAGE : 9/30  
STANDARD

Les équipements du système RPE redevables d'un classement ESPN doivent être classés conformément à la réglementation applicable (cf. section 3.6.2).

### **0.3.2. Exigences réglementaires**

#### **0.3.2.1. Textes réglementaires**

L'ensemble des exigences issues des textes réglementaires est présenté dans la section 1.7.0 du Rapport De Sûreté.

##### **0.3.2.1.1. Textes officiels**

Le système RPE n'est pas concerné spécifiquement par un texte officiel.

##### **0.3.2.1.2. Prescriptions techniques**

Le système RPE appartient au noyau dur Fukushima (cf. chapitre 21). A ce titre, il doit respecter la décision n°2012-DC-0283 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012 et la décision n°2014-DC-0403 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 21 janvier 2014 (voir section 1.7.0)

Le système RPE est concerné spécifiquement par la prescription technique Décision n°2010-DC-0189 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 7 juillet 2010 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) les prescriptions relatives aux modalités de prélèvement et de consommation d'eau et de rejets dans l'environnement des effluents liquides et gazeux pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108), « Flamanville 2 » (INB n°109), « Flamanville 3 » (INB n°107) :

- [EDF-FLA-66] : Toutes les installations pouvant produire des effluents radioactifs liquides disposent d'équipements permettant de collecter et d'entreposer séparément, suivant leur nature et leur niveau d'activité, les effluents radioactifs qu'ils produisent. Ces équipements sont conçus, exploités et entretenus de façon à éviter les risques de dissémination dans l'environnement, notamment dans les eaux souterraines.

##### **0.3.2.1.3. Réglementations internationales**

Le système RPE n'est pas concerné par une réglementation internationale spécifique.

#### **0.3.2.2. Textes para-réglementaires**

##### **0.3.2.2.1. Règles fondamentales de sûreté**

Le système RPE n'est pas concerné par une Règle Fondamentale de Sûreté spécifique.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.3.1  
PAGE : 10/30  
STANDARD

#### **0.3.2.2. Directives techniques**

Le système RPE est concerné par les sections suivantes des Directives Techniques (voir section 1.7.0) :

- Section A.2.7.2 – Effluents radioactifs et déchets : Des dispositions de conception doivent être prises pour réduire encore l'activité et le volume des matières radioactives à évacuer de la tranche en tant que déchets.
- Section C.4.2.1. – Réduction des déchets et démantèlement : Le concepteur doit préciser comment il prendra en compte l'objectif de réduction des effluents et des déchets radioactifs indiqué au paragraphe A.2.7.2 dans le cadre d'un processus d'optimisation. Ceci implique une évaluation détaillée du retour d'expérience existant. Les points suivants doivent notamment être traités : les spécifications des matériaux pour les composants qui sont en contact avec le réfrigérant primaire, les procédés de traitement des effluents radioactifs liquides et gazeux, de même que des déchets radioactifs solides en fonction des caractéristiques des différents types d'effluents et de déchets, en tenant compte des situations plausibles telles que les ruptures de gaines.

#### **0.3.2.3. Textes EPR spécifiques**

Le système RPE n'est pas concerné par un texte EPR spécifique.

### **0.3.3. Agressions**

#### **0.3.3.1. AGRESSIONS INTERNES**

Les fonctions du système RPE doivent être protégées vis-à-vis des conséquences des agressions internes si leur perte remet en cause l'atteinte des objectifs de sûreté du sous-chapitre 3.4.

#### **0.3.3.2. Agressions externes**

Les fonctions du système RPE doivent être protégées vis-à-vis des conséquences des agressions externes si leur perte remet en cause l'atteinte des objectifs de sûreté du sous-chapitre 3.3.

#### **0.3.4. Diversification**

Le système RPE ne fait pas l'objet d'une exigence de diversification.

#### **0.3.5. Radioprotection**

Le système doit être conçu pour limiter l'exposition du personnel au rayonnement et à la contamination radioactive dus aux produits de fission et aux produits de corrosion activés contenus dans les fluides véhiculés (effluents liquides et gazeux).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.3.1  
PAGE : 11/30  
STANDARD

### **0.3.6. Exigences liées au fonctionnement, à la maintenance et à l'accessibilité long terme**

Le système RPE n'est pas concerné par une exigence liée au fonctionnement, à la maintenance ou à l'accessibilité long terme.

## **0.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE**

### **0.4.1. Essais de démarrage**

Le système RPE doit être conçu pour permettre la réalisation d'essais de démarrage permettant de s'assurer de sa conception adéquate et de ses performances, et notamment du respect des critères fonctionnels qui lui sont assignés au paragraphe 0.2.

### **0.4.2. Surveillance en Exploitation**

Le système RPE doit être conçu pour permettre une surveillance en exploitation normale des caractéristiques du système nécessaires à l'accomplissement de ses missions de sûreté afin d'assurer le bon comportement de ses composants et leur disponibilité en fonctionnement normal, incidentel et accidentel.

### **0.4.3. Essais périodiques**

Les parties classées du système RPE doivent être conçues pour permettre la réalisation d'essais périodiques conformément aux règles définies dans le chapitre IX des Règles Générales d'Exploitation.

### **0.4.4. Maintenance**

Le système RPE doit être conçu pour permettre la mise en oeuvre d'un programme de maintenance, conformément au chapitre VIII des RGE.

## **1. RÔLE DU SYSTÈME**

Le système RPE assure les fonctions opérationnelles suivantes dans les différentes conditions de fonctionnement de l'installation dans lesquelles il est sollicité :



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.3.1  
PAGE : 12/30  
STANDARD

### **1.1. RÔLE DU SYSTÈME PENDANT L'EXPLOITATION NORMALE DE LA TRANCHE**

Le système RPE doit permettre, en fonctionnement normal de la tranche :

- de collecter sélectivement les effluents liquides et gazeux issus des vidanges, purges, éventages et fuites des circuits produits par le circuit primaire, les systèmes auxiliaires du réacteur, les systèmes auxiliaires nucléaires de l'îlot nucléaire, les eaux de plancher des locaux contaminables, les systèmes installés dans le Bâtiment de Traitement des Effluents (BTE) et dans le Pôle Opérationnel d'Exploitation (POE), en fonction de leur mode de traitement, par leur acheminement vers des capacités de stockage dédiées,
- de sélectionner les effluents primaires pour recycler autant que possible le bore qu'il contient,
- de balayer le circuit primaire avant l'ouverture du couvercle cuve et éventer avant et pendant son remplissage après fermeture du couvercle.

### **1.2. RÔLE DU SYSTÈME DANS DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT PCC-2 À PCC-4, RRC-A, EN ACCIDENT GRAVE ET SITUATIONS AGRESSIONS**

En conditions de fonctionnement PCC2 à PCC4, RRC-A, Accident Grave et en situations d'agressions, le rôle du système RPE est le suivant :

- assurer l'isolement de l'enceinte de confinement au niveau des traversées enceinte sur signal d'isolement enceinte phase 1 (IE1), sur signal haute activité primaire (HAP) et en accident grave,
- assurer l'isolement de l'enceinte de confinement au niveau des traversées enceinte des lignes d'exhaure des drains de plancher 1 et 2 du BR pour l'atteinte de l'état contrôlé des transitoires de petites brèches primaires non isolables en état E,
- collecter les fuites RIS dans les puisards RPE des BAS afin de les réinjecter dans le BR et assurer ainsi leur confinement dans les situations PCC4 (APRP cumulé à une défaillance passive du système RIS),
- détecter une fuite RCV dans le BAN dans le cas d'un PCC 15.2.3q,
- arrêter les pompes des puisards RPE [ ] et empêcher leur redémarrage automatique afin d'isoler les locaux du BK et du BAN vis-à-vis d'une fuite sur EVU,
- détecter une inondation interne dans le bâtiment Combustible (BK), le bâtiment des Auxiliaires de Sauvegarde (BAS), le bâtiment des Auxiliaires Nucléaires (BAN) et le bâtiment réacteur (BR),
- identifier un by-pass de la protection volumétrique lors d'une inondation externe,
- permettre l'isolement des lignes présentant un risque de by-pass de la protection volumétrique lors d'une inondation externe,
- permettre le déclenchement des pompes des puisards dont le maintien en service aggraverait les effets d'une inondation dans le bâtiment des Auxiliaires Nucléaires (BAN) et le bâtiment de Traitement des Effluents (BTE) ou la galerie [ ] suite à un séisme.

## 2. BASES DE CONCEPTION

### 2.1. HYPOTHÈSES GÉNÉRALES DE FONCTIONNEMENT

Les effluents sont classés en différentes catégories selon qu'ils sont recyclables ou non. Ils sont collectés selon leur nature (liquide ou gazeuse), leur origine (drains résiduaires, drains chimiques, drains de planchers, effluents primaires) et sont dirigés vers un traitement approprié.

#### 2.1.1. Effluents liquides recyclables

- Collecte des effluents liquides primaires

Ils proviennent du fluide de qualité primaire. Ils sont principalement produits par :

- La décharge de fluide primaire liée au fonctionnement de la tranche,
- Les fuites et purges de fluide primaire,
- Le transfert de fluide primaire,
- La décharge des soupapes de sûreté du pressuriseur via le Réservoir de Décharge du Pressuriseur (RDP)

Des améliorations dans la conception du RPE par rapport au Parc permettent de maximiser le recyclage du bore.

- Transfert des effluents liquides primaires

Les caractéristiques chimiques des effluents primaires permettent leur recyclage au TEP.

Les circuits de transfert des effluents primaires doivent être disponibles durant toutes les phases d'exploitation.

#### 2.1.2. Effluents liquides non recyclables

- Collecte de drains dans l'îlot nucléaire (hors BTE et POE)

- Drains résiduaires (DR) : ils sont composés de fluide primaire pollué provenant des purges et de fuites des équipements, consécutives à leur rinçage ; ils ne sont pas recyclés du fait de leur faible concentration en bore et de leur pollution potentielle (caractéristiques chimiques inadéquates et/ou taux de matières en suspension trop élevé) en cas de décontamination. En général, leur niveau de pollution modéré leur permet d'être traités différemment des drains chimiques.
- Drains chimiques (DC) : ils sont composés d'effluents réputés chimiquement pollués et actifs produits principalement dans le BAN. Ils proviennent notamment [ ] et des circuits de décontamination du fluide primaire.
- Drains de planchers 1 (DP1) : ils sont potentiellement contaminés et proviennent des fuites exceptionnelles des équipements véhiculant du fluide actif et des lavages de sols ; les puisards sont implantés dans des zones à locaux contenant des équipements véhiculant du fluide réputé actif.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.3.1  
PAGE : 14/30  
STANDARD

- Drains de planchers 2 (DP2) : ils sont peu ou pas contaminés et proviennent des fuites, des lavages de sols et des purges d'équipements (tels que eau secondaire ou RRI) ; les puisards sont implantés dans des zones à locaux ne contenant pas des équipements véhiculant du fluide réputé actif, en zone contrôlée.
- Drains de planchers 3 (DP3) : ces effluents sont produits uniquement hors zone contrôlée. Ils sont réputés normalement non contaminés et proviennent des purges d'équipements (tels que eau secondaire ou RRI), des fuites, des lavages de sols.

- Transfert des drains vers les systèmes TEU et SEK

Après brassage et analyse des effluents contenus dans les puisards ou réservoirs relais, les effluents liquides non recyclés sont dirigés vers le système TEU dans le Bâtiment de Traitement des Effluents ou vers SEK en fonction des résultats d'analyses :

- Transfert vers TEU DR si les effluents sont actifs et non pollués chimiquement (DR),
- Transfert vers TEU DC si les effluents sont actifs et pollués chimiquement (DR, DC ou DP1),
- Transfert vers TEU DP si les effluents sont légèrement actifs (DP1, DP2, DP3),
- Les DP3 peuvent être directement dirigés vers SEK.

Les circuits de transfert des DR, DC, DP1, DP2, DP3 doivent être disponibles durant les toutes les phases d'exploitation, particulièrement en arrêt de tranche.

- Collecte de drains dans le BTE et POE

La collecte des effluents dans les bâtiments BTE et POE comprend des drains résiduaire, des drains chimiques et des drains de planchers. Les effluents sont directement acheminés vers le système TEU correspondant.

### **2.1.3. Effluents gazeux**

Le système RPE doit collecter les effluents gazeux, hydrogénés ou aérés, provenant de l'événage des circuits ou du dégazage de fluide, avant leur transfert vers le système TEG (voir section 11.1.4) ou vers les réseaux de ventilation.

## **2.2. HYPOTHÈSES DE DIMENSIONNEMENT**

### **2.2.1. Contrôle de la réactivité**

Sans objet

### **2.2.2. Evacuation de la puissance résiduelle**

Sans objet.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.3.1  
PAGE : 15/30  
STANDARD

### **2.2.3. Confinement des substances radioactives**

- Au titre du maintien de l'état sûr et du confinement à long terme en cas de fuites d'un train RIS (PCC-4) après un APRP, le système RPE doit permettre d'assurer l'isolement de la ligne de refoulement des effluents vers TEU et la réinjection des fuites RIS dans le BR.

La pompe doit réinjecter à un débit supérieur à [ ] à une pression supérieure ou égale à [ ], correspondant à la pression à l'intérieur de l'enceinte 24h après un APRP.

- Les vannes d'isolement enceinte du système RPE appartiennent à la 3<sup>ème</sup> barrière. A ce titre, les bases de conception de ce dispositif d'isolement sont décrites dans les section 6.2.3 et section 6.2.5.

### **2.2.4. Contributions indirectes aux fonctions de sûreté**

Sans objet.

### **2.2.5. Contributions à la protection contre les agressions**

Sans objet.

## **2.3. AUTRES HYPOTHÈSES**

Les matériaux RPE doivent être choisis conformément aux caractéristiques des fluides véhiculés. La plupart des composants doivent être constitués d'acier austénitique pour éviter la corrosion.

L'étanchéité de la robinetterie et des tuyauteries doit permettre de minimiser le risque d'entrée d'air dans le circuit RPE pour s'affranchir des phénomènes de coups de bélier.

# **3. DESCRIPTION – FONCTIONNEMENT**

## **3.1. DESCRIPTION**

### **3.1.1. Description générale du système**

Le système RPE est composé de différentes catégories d'effluents collectés dans les différents bâtiments (BR, BAS, BK, BAN, Tour d'accès, BTE et POE) :

- Effluents primaires liquides et gazeux,
- Drains chimiques,
- Drains résiduaux,
- Drains de planchers 1, 2 et 3,
- Drains de planchers (pour le BTE et POE).

Les schémas de principe (11.1.3.1 FIG 1) sont joints à la fin de cette section.

La conception du RPE vise à un tri poussé des effluents permettant un traitement optimal de chaque type d'effluents, ainsi qu'un recyclage du bore.

Le schéma de principe d'orientation des effluents vers le système RPE ainsi que les règles d'orientation des effluents vers le système TEU, sont donnés à la fin de cette section (11.1.3.1 FIG 2).

### 3.1.2. Description des matériels principaux

Le système RPE est composé des matériels principaux suivants :

#### 3.1.2.1. Effluents liquides recyclables

- Effluents liquides primaires dans le BR

Ces effluents sont du fluide de qualité primaire provenant notamment :

- des fuites du circuit primaire (joint 2 des GMPP par exemple),
- des fuites du joint intérieur de cuve,
- de la ligne de dégazage du pressuriseur,
- de la purge du séparateur de phase au refoulement de la pompe de mise sous vide,
- des décharges des soupapes de sûreté du pressuriseur via le Réservoir de Décharge du Pressuriseur (RDP),
- des purges et échantillonnages des tuyauteries et équipements du circuit primaire.

Ces effluents, à l'exception de ceux provenant du RDP, sont collectés dans le réservoir principal des effluents primaires [ ] ou bien dans le réservoir [ ].

Les effluents contenus dans le réservoir [ ] sont refroidis en recirculation par deux pompes redondantes et un échangeur de chaleur situé au refoulement des pompes.

Les effluents présents dans ce réservoir sont principalement issus du circuit primaire et sont donc saturés en hydrogène par le RCV. Afin d'éviter la présence d'hydrogène et de gaz nocifs, le réservoir [ ] est balayé en permanence par le TEG et reste ainsi dépressurisé entre [ ].

Le réservoir d'effluents primaires [ ] est utilisé principalement en arrêt de tranche et reçoit des effluents aérés, issus des purges et échantillonnages de circuit contenant du fluide de qualité primaire. Il n'est pas pressurisé et est balayé par le système de ventilation EBA.

Il peut également collecter, de façon exceptionnelle, des effluents en puissance provenant de décharge de soupapes.

Dans le cas particulier d'opération de rinçage des circuits, les effluents sont envoyés vers le puisard [ ] via le trop-plein du réservoir [ ].

Un séparateur de phase permet de séparer la phase gazeuse de la phase liquide lors de la mise sous vide et pendant les phases de balayage du RCP (balayage en azote ou en air). L'absence de liquide vers le TEG et l'EBA est ainsi garantie. Les condensats de la vapeur présente dans la phase gazeuse sont collectés par gravité dans un réservoir vidangé gravitairement dans le réservoir des effluents primaires [ ].





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.3.1  
PAGE : 17/30  
STANDARD

- Effluents primaires du BAS et du BK

Il s'agit des effluents primaires tels que RIS, EVU, RCV et PTR collectés dans les zones contrôlées de ces bâtiments dans des réservoirs utilisés principalement lors des phases de maintenance.

Avant tout transfert d'effluents primaires vers le système TEP, l'ensemble des effluents primaires est traité via un filtre situé sur la ligne de décharge vers le système de stockage du réfrigérant TEP1.

- Effluents primaires liquides dans le BAN

Les effluents suivants :

- purges des équipements et tuyauteries véhiculant du fluide primaire,
- décharges de soupapes,

sont collectés dans un réservoir balayé par TEG puis envoyés au TEP après filtration.

Les décharges de soupape telles que celles situées sur les bâches TEP et RCV notamment sont acheminées dans un réseau de tuyauteries qui raccordent les soupapes :

- à deux réservoirs TEP1 dans leur partie supérieure pour l'évacuation des effluents en cas de décharge des soupapes (fort débit),
- au réservoir d'effluents primaires du BAN via un ballon de mesure [ ] permettant de comptabiliser les fuites de soupapes, au cas où celles-ci ne se refermeraient pas totalement (faible débit).

Une soupape située en amont de ce système de collecte permet de protéger le système en cas de surpression.

**3.1.2.2. Effluents liquides non recyclables**

L'orientation des effluents est possible, par conception, vers les différentes lignes de traitement (filtration, déminéralisation, évaporation) de manière à permettre en exploitation la souplesse nécessaire pour s'adapter aux contraintes techniques, environnementales et économiques.

- Drains résiduaire (DR)

L'eau utilisée pour rincer les tuyauteries et équipements de circuit ayant contenu du fluide primaire est collectée dans les réservoirs de drains résiduaire pour le RPE de tranche et dans un puisard pour les drains résiduaire du BTE.

La plupart des raccordements entre les purges des équipements et les réservoirs sont fixes, les équipements sont vidangés par gravité.

Les réservoirs de drains résiduaire sont reliés au système de ventilation et sont équipés de pompes immergées.

L'ensemble des réservoirs de drains résiduaire situés dans le Bâtiment des Auxiliaires de Sauvegarde et le Bâtiment Combustible renvoient leurs effluents dans le réservoir relais situé dans le Bâtiment des Auxiliaires Nucléaires. Selon les caractéristiques chimiques des DR et selon les résultats d'une analyse technico-économique, les DR peuvent être envoyés soit vers TEU DR (pour un traitement sur déminéraliseurs), soit vers TEU DC (pour un traitement sur évaporateur).

Les effluents résiduaire du BTE sont directement transférés vers le TEU DR.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.3.1  
PAGE : 18/30  
STANDARD

- Drains chimiques (DC)

Les réservoirs des effluents chimiques collectent les effluents radioactifs chimiquement pollués provenant de l'échantillonnage et des circuits de décontamination du fluide primaire, et des systèmes du BTE et du POE.

Les effluents chimiques de l'îlot nucléaire (hors BTE et POE) transitent vers le réservoir relais du BAN équipé de deux pompes avant d'être dirigés vers le TEU DC pour un traitement sur évaporateur.

Les effluents chimiques du BTE et POE sont transférés vers le TEU DC.

- Drains de planchers 1 (DP1)

Ces effluents sont potentiellement contaminés et sont collectés dans le BR et les bâtiments auxiliaires (BAN, BK, BAS) dans les locaux contenant des équipements primaires (pollués avec des effluents à faible teneur en bore et potentiellement faiblement contaminé). Ils proviennent des fuites et des lavages des sols de locaux contaminés en zone contrôlée tels que :

- Fuites incontrôlées d'eau contaminée,
- Nettoyage de locaux potentiellement contaminés.

Les puisards sont équipés de pompes immergées renvoyant dans le puisard relais du BAN.

Après mélange et échantillonnage et selon l'activité du puisard relais (par rapport à un seuil d'activité pré-défini), les effluents sont transférés soit vers TEU DC (pour un traitement sur évaporateur), soit vers TEU DP (pour un traitement par filtration).

Les effluents sont collectés par gravité dans un puisard via un réseau composé de tuyauteries, siphons de sol et d'entonnoirs récupérant les purges et événements des équipements.

- Drains de planchers 2

Ces effluents sont peu ou pas contaminés et sont collectés dans le BR, l'espace entre-enceinte, le BAN, la Tour d'accès. Ils proviennent des purges d'équipements, des fuites et des lavages des sols [ ]e tels que :

- Système de purge des générateurs de vapeur (APG),
- Echangeurs RRI,
- Rinçage et lavage à contre-courant des résines APG,
- Batteries froides des systèmes de ventilation et de conditionnement d'air.

Les puisards sont équipés de pompes immergées renvoyant les effluents dans le puisard relais du BAN puis vers TEU DP.

Les effluents sont collectés par gravité dans un puisard via un réseau composé de tuyauteries, siphons de sol et d'entonnoirs récupérant les purges et événements des équipements.

- Drains de planchers 3

Ces effluents sont normalement non contaminés et sont collectés dans les bâtiments auxiliaires. Ils proviennent des fuites et des lavages des sols [ ] tels que :

- Alimentation en secours des GV (pompes ASG),
- Pompes et échangeurs RRI,
- VVP.

Les puisards sont équipés de pompes immergées renvoyant dans le puisard relais du BAN.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.3.1  
PAGE : 19/30  
STANDARD

Après mélange et échantillonnage et selon l'activité mesurée au niveau du puisard relais, les effluents sont transférés soit vers TEU DP (traitement par filtration) ou directement vers le système de traitement des effluents liquides de l'îlot conventionnel (SEK). Le puisard relais est équipé d'une sonde KRT qui, sur dépassement du seuil d'activité isole automatiquement le transfert vers SEK.

Les effluents sont collectés par gravité dans un puisard via un réseau composé de tuyauteries, siphons de sol et d'entonnoirs récupérant les purges et événements des équipements.

- Drains de planchers du BTE et POE

Ces effluents sont normalement non contaminés et sont collectés dans le BTE et le POE. Ils proviennent notamment des purges d'équipements, des vidanges des bâches, des fuites, des lavages des sols de locaux contaminables et des douches de décontamination des laboratoires chauds du POE.

Ces effluents sont transférés vers TEU DP (traitement par filtration).

### 3.1.2.3. Effluents gazeux

Les gaz collectés dans les différents réservoirs d'effluents primaires (excepté le réservoir [ ] connecté à EBA) sont transférés vers TEG. Ces gaz proviennent de la décharge des soupapes de sécurité, du dégazage permanent du pressuriseur (voir paragraphe 3.5 du sous-chapitre 5.1), ainsi que du dégazage du fluide contenu dans ces réservoirs.

Les effluents résiduaux et chimiques du BTE sont récupérés dans des puisards. Les effluents chimiques du POE sont récupérés dans un réservoir sans connexion directe au système de ventilation.

Les gaz collectés sont principalement composés d'azote, d'hydrogène, d'oxygène, de vapeur d'eau et de produits de fission gazeux radioactifs.

Par ailleurs, les ciels gazeux des réservoirs d'effluents chimiques et résiduaux sont connectés au réseau de ventilation des différents bâtiments.

Les effluents gazeux proviennent également du balayage en l'azote puis en air du circuit primaire avant ouverture du couvercle de cuve, ainsi que de la mise sous vide du circuit primaire lors de son remplissage (voir paragraphe 3.2.3.2 et paragraphe 3.2.3.3). L'évacuation des effluents gazeux durant ces phases est assurée par une pompe à vide.

### 3.1.3. Description des dispositions d'installation principales

Les réservoirs et puisards sont situés typiquement au niveau inférieur de chaque bâtiment.

Les pompes RPE sont majoritairement des pompes immergées. Ces pompes ne doivent pas nécessiter de maintenance. Par conséquent, les puisards sont protégés contre la chute de divers objets susceptibles de détériorer ou de bloquer les pompes.

La hauteur manométrique nominale de la pompe est déterminée à partir de la géométrie des lignes de décharge des pompes et des conditions de fonctionnement normal dans les réservoirs et les puisards. Chaque pompe est équipée d'une ligne à débit nul intégrée à la pompe (sauf pompes mobiles) voire, lorsque cela est nécessaire, d'une ligne de débit nul externe, afin d'assurer la protection de la traversée enceinte.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.3.1  
PAGE : 20/30  
STANDARD

Les modes de fonctionnement envisagés des pompes (durées de fonctionnement visées après mise en service notamment) sont également pris en considération. De manière générale, le débit nominal des pompes est choisi de manière à éviter le débordement des réservoirs et des puisards en considérant le débit maximal d'effluents collectés.

La pression et la température de calcul du système sont sélectionnées afin de parvenir à une harmonisation avec les systèmes raccordés.

Le dimensionnement du système RPE (volumes des réservoirs et puisards, débits des pompes associées) est établi sur la base des quantités d'effluents à collecter lorsque celles-ci sont prédictibles ou d'hypothèses de découplage dans le cas contraire (cas des puisards qui recueillent des effluents issus des fuites d'équipements et/ou d'opérations d'exploitation en particulier). Cette quantité d'effluents a été définie en considérant les éléments suivants :

- les volumes de fluides à évacuer / vidanger pour chacun des systèmes connectés au RPE,
- les volumes issus des décharges des soupapes connectées au RPE,
- la récupération des fuites de certains équipements.

Le dimensionnement des réservoirs et des puisards tient également compte du retour d'expérience du N4 et des contraintes liées au génie civil.

## **3.2. FONCTIONNEMENT**

### **3.2.1. Fonctionnement en régime normal de la tranche**

Le système RPE est en service en fonctionnement normal de la tranche. Les équipements sont sollicités de façon intermittente en fonction de la production d'effluents par la tranche et de la réalisation d'essais périodiques.

### **3.2.2. Fonctionnement en régime permanent du système**

#### **3.2.2.1. Effluents liquides recyclables**

- Effluents liquides primaires dans le BR

Ces effluents sont collectés dans les réservoirs des effluents primaires du BR.

Un réseau de tuyauteries, de vannes motorisées et de clapets anti-retour ainsi que des mesures de niveau et de température permettent la mise en œuvre des différentes configurations possibles d'aiguillage des effluents liquides :

- Transfert des effluents issus du réservoir [ ] vers le TEP1,
- Refroidissement du réservoir [ ] : lors de cette phase, les effluents sont lignés en recirculation sur le réservoir, via un échangeur de chaleur, situé au refoulement des pompes,
- Refroidissement et drainage du réservoir de décharge du pressuriseur (RDP) : lors de cette phase, les effluents sont lignés en recirculation sur le RDP, via l'échangeur de chaleur.
- Transfert des effluents vers le TEP1 : il existe deux lignes permettant cette évacuation: une ligne " petit débit ", utilisée principalement lors des phases de transfert des effluents



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.3.1  
PAGE : 21/30  
STANDARD

contenus dans les réservoirs [ ] et une ligne " grand débit " pouvant être utilisée lors des phases de décharge du RDP.

Les phases de refroidissement des effluents sont nécessaires pour la protection des résines TEP (l'évacuation au TEP n'est possible qu'en-deçà de la température maximale autorisée par les résines TEP).

- Effluents primaires liquides hors BR

Ces effluents froids (sans besoin supplémentaire de refroidissement) sont acheminés aux réservoirs TEP1 après filtration.

- Mesures de fuite des boucles primaires

Le système RPE participe au contrôle de l'étanchéité du circuit primaire grâce à sa contribution au bilan des fuites primaires notamment (voir section 5.2.3). En effet, il contribue à la caractérisation des fuites quantifiées via le réservoir d'effluents primaires [ ] et à la détection des fuites non quantifiées (augmentation du niveau dans les puisards drains de planchers notamment).

De plus, une bouteille de mesure située dans le BAN permet de mesurer les fuites de soupapes véhiculant du fluide de qualité primaire.

### 3.2.2.2. Effluents liquides non recyclables

Ces effluents sont collectés dans les réservoirs et puisards dédiés dans les différents bâtiments de l'îlot nucléaire et sont transférés, sur atteinte du seuil de niveau haut, vers le réservoir ou puisard relais correspondant.

Après brassage et analyse du contenu des puisards ou réservoirs relais, les effluents sont dirigés vers le traitement TEU approprié défini suite à une analyse chimique et /ou radiochimique ou/et après une analyse technico-économique.

### 3.2.2.3. Effluents gazeux

Afin d'éviter un mélange oxygène / hydrogène explosif, il existe une double orientation des événements pouvant contenir de l'hydrogène :

- lorsque le fluide est oxygéné, il est dirigé vers les réservoirs des effluents résiduels, extraits via les réseaux de ventilation,
- lorsque le fluide est hydrogéné, il est dirigé vers les réservoirs des effluents primaires balayés par un flux continu d'azote grâce à leur connexion au système TEG.

Les effluents gazeux contenus dans les réservoirs d'effluents résiduels et chimiques, exceptés le RPE du BTE et du POE, sont extraits via les réseaux de ventilation DWN (dans le BAN), DWK (dans le BK), DWL (dans les BAS).

Le réservoir des effluents primaires [ ] est utilisé essentiellement lors des arrêts de tranche et reçoit des effluents aérés. Il est balayé par le système de ventilation EBA.



### **3.2.3. Fonctionnement en régime transitoire du système**

#### **3.2.3.1. Refroidissement du réservoir de décharge du pressuriseur**

La boucle de refroidissement du réservoir des effluents primaires du BR, [ ], est aussi dimensionnée pour refroidir et drainer le réservoir de décharge du pressuriseur (RDP) après essai des soupapes du pressuriseur notamment.

Cette fonction ne peut s'accomplir que dans les conditions prévues, lorsque le réservoir des effluents primaires du BR ne nécessite pas de refroidissement ou de vidange, sa température et son niveau étant suffisamment bas. Les séquences de basculement entre fonctionnement en refroidissement du RDP et fonctionnement normal du système sont initiées [ ], les pompes de vidange étant arrêtées.

Après la phase de refroidissement du RDP, le transfert vers le TEP peut être réalisé.

#### **3.2.3.2. Mise sous vide pour remplissage du circuit primaire**

Après un arrêt à froid pour rechargement et avant remplissage du circuit primaire, une pompe à vide raccordée au pressuriseur (et temporairement à l'évent de cuve) met en dépression le circuit primaire à [ ], afin de limiter, après remplissage, les opérations d'éventage dynamique par les pompes primaires et ainsi d'accélérer le remplissage et l'éventage du circuit primaire. Durant cette phase, les effluents gazeux sont évacués via l'EBA.

#### **3.2.3.3. Balayage du circuit primaire à 3/4 de boucle**

Lorsque le niveau du circuit primaire atteint  $\frac{3}{4}$  de boucle, un balayage à l'azote du circuit primaire est éventuellement réalisé (suivant les conditions radiochimiques du circuit primaire). L'azote est alors injecté par l'évent de cuve et les volutes des pompes primaires ; les effluents gazeux sont extraits par la pompe à vide et dirigés vers TEG.

Après le balayage en azote, un balayage en air du RCP est réalisé avant l'ouverture de la cuve. La procédure est la même que précédemment mais l'azote est remplacé par l'air fourni par le système SAT. Lors de cette phase de fonctionnement, les gaz sont évacués vers le système EBA.

#### **3.2.4. Autres régimes de fonctionnement du système**

En cas d'activité élevée dans l'un des puisards des BAS susceptibles de recevoir des effluents RIS fortement contaminés, un isolement automatique empêche le transfert du contenu des puisards correspondants vers le système TEU via le puisard relais du BAN (voir section 9.5.7.1 pour le rôle du KRT). Le contenu du puisard fortement actif peut ensuite être renvoyé dans le BR via un lignage spécifique.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.3.1  
PAGE : 23/30  
STANDARD

## **4. ANALYSE DE SÛRETÉ**

### **4.1. CONFORMITÉ À LA RÉGLEMENTATION**

Le système RPE est conforme à la réglementation générale en vigueur (voir le sous-chapitre 1.7) et ne fait pas l'objet de dérogations particulières.

### **4.2. RESPECT DES CRITÈRES FONCTIONNELS**

#### **4.2.1. Contrôle de la radioactivité**

Sans objet.

#### **4.2.2. Evacuation de la puissance résiduelle**

Sans objet.

#### **4.2.3. Confinement des substances radioactives**

Le confinement de la radioactivité dans l'installation est garanti par la conception du système RPE en acier inoxydable mécano-soudé étanche. Seuls les équipements nécessitant une maintenance sont raccordés par brides et boulonnage.

Les puisards RPE sont des fosses revêtues d'une double peau métallique en acier inoxydable, à l'exception du décanteur RPE revêtu d'une simple peau compte tenu de la présence d'un panier de décantation permettant de retenir les résidus solides issus du lavage des fûts et de la cellule d'enfûtage TES.

Les composants des systèmes RPE8 et principalement RPE73 sont en acier austénitique résistant au chlore en raison de la corrosion (des chlorures et d'autres produits chimiques).

Les tuyauteries noyées dans le béton sont conçues avec un système de double-enveloppes inox.

En fonctionnement normal :

- La limitation de la rétention d'activité dans l'îlot nucléaire et la prévention du débordement d'effluents radioactifs sont assurées par la collecte des effluents dans des réservoirs ou puisards, puis par leur acheminement vers des systèmes de traitement appropriés, suivant leur origine, leur nature et leur activité. En cas de détection de niveau trop élevé dans les puisards ou réservoirs, les effluents du RPE de tranche sont automatiquement acheminés vers les puisards relais associés dans le BAN ou vers les systèmes de traitement appropriés pour le RPE du BTE. Sur niveau haut dans les puisards relais dans le BAN, les effluents sont automatiquement acheminés vers les systèmes de traitement TEU. La prévention du débordement d'effluents radioactifs s'appuie sur des mesures F2 de niveau dans les puisards ou réservoir contenant des produits radioactifs.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.3.1  
PAGE : 24/30  
STANDARD

- La prévention de la pollution des systèmes DW- ou TEG par des effluents liquides actifs est assurée par la collecte des effluents dans des réservoirs, puis par leur acheminement vers des systèmes de traitement appropriés suivant leur origine, leur nature et leur activité. En cas de détection de niveau trop élevé dans les réservoirs des zones contrôlées des différents bâtiments, les effluents sont dirigés vers les réservoirs relais associés dans le BAN (sauf pour ce qui concerne les réservoirs d'effluents primaires qui sont dirigés vers le TEP). Sur niveau haut dans les réservoirs relais dans le BAN, les effluents sont automatiquement acheminés vers les systèmes de traitement TEU. La prévention de la pollution des systèmes DW- ou du TEG par des effluents liquides actifs s'appuie sur des mesures F2 de niveau dans les réservoirs contenant des produits radioactifs.
- La prévention de la pollution des systèmes TEU ou SEK par des effluents actifs est assurée par la collecte des effluents dans des réservoirs, puis par leur acheminement vers des systèmes de traitement appropriés suivant leur origine, leur nature et leur activité. En cas de détection d'activité trop élevée dans les réservoirs ou puisards RPE, le RPE est isolé du SEK et /ou du TEU afin de prévenir l'apparition de conditions de fonctionnement anormales sur ces systèmes. La prévention de la pollution des systèmes TEU ou SEK par des effluents actifs s'appuie sur des mesures F2 de surveillance de l'activité des puisards et réservoirs RPE par le KRT.

En conditions accidentelles :

- Les effluents liquides susceptibles d'être produits dans les BAS en phase post-accidentelle sont réinjectés dans le BR afin de limiter les conséquences radiologiques. Ces effluents sont stockés provisoirement en attente de traitement dans le BR car l'enceinte du BR est celle qui permet d'assurer le mieux leur confinement. La réinjection est faite au plus court pour ne contaminer que le minimum de circuits, le cheminement de l'effluent est organisé du local le moins contaminé vers le plus contaminé. Un réseau particulier est créé à partir des puisards concernés vers le point de réinjection dans le BR. L'isolement automatique du refoulement vers TEU est prévu sur les puisards susceptibles d'être contaminés, à partir d'un certain seuil d'activité. Les puisards sont munis de détecteurs d'activité haut niveau provoquant l'arrêt des pompes et la fermeture des vannes d'isolement vers TEU et l'alarme en salle de commande. Ces détecteurs permettent en outre à l'exploitant de situer les zones réellement contaminées hors BR. La configuration en mode réinjection est assurée par quatre commutateurs de réinjection dont le compte-rendu est disponible au MCS. Ce compte-rendu prend en compte l'action effective de la commande sur les vannes et les pompes (isolement TEU, démarrage pompe et ouverture des vannes de la ligne de réinjection).
- Les lignes du système RPE traversant l'enceinte du Bâtiment Réacteur sont équipées de deux vannes d'isolement enceinte qui se ferment sur signal d'isolement enceinte phase 1, haute activité primaire et accident grave.

Les vannes d'isolement enceinte DP1 et DP2 du BR sont fermées automatiquement sur signal de bas niveau piscine BK min1 en état E. Cette action permet d'empêcher une éventuelle fuite d'eau à l'extérieur du BR.

- Les mesures des capteurs de niveau des puisards RPE ainsi que les alarmes de haut niveau puisard sont remontées en salle de commande pour que l'équipe de conduite soit informée de la possibilité d'une fuite sur le RCV dans le BAN.
- Les puisards RPE collectent les effluents issus d'une fuite sur l'EVU. Les pompes RPE du [ ] sont débouchables afin de permettre l'isolement de cette ligne et d'empêcher la contamination des locaux du BK et du BAN.
- Les vannes RPE d'isolement des lignes de trop pleins de la piscine BK [ ] pour assurer le confinement du hall de manutention combustible BK.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.3.1  
PAGE : 25/30  
STANDARD

#### **4.2.4. Contributions indirectes à l'accomplissement des fonctions de sûreté**

Sans objet.

#### **4.2.5. Contributions spécifiques à la protection contre les agressions**

Les puisards RPE des BAS, BAN, BK et BR sont pourvus de capteurs de niveau et d'une alarme sur niveau très haut en salle de commande.

L'isolement des lignes présentant un risque de by-pass de la protection volumétrique est réalisé soit préventivement sur pré-alerte inondation externe, soit sur alarme inondation issue de la surveillance des puisards RPE de la protection volumétrique associés à ces lignes de by-pass. L'isolement des lignes est effectué [ ] lors de l'entrée en phase de pré-alerte ou sur détection de l'inondation dans les puisards concernés.

La limitation des effets d'une inondation dans le BAN, le BTE ou la galerie [ ] est assurée, suite à la détection du séisme par le système KRA, par :

- le déclenchement [ ] des pompes RPE des puisards du BK collectant les drains de planchers 1 (envoyés vers le BAN)
- et le déclenchement automatique des pompes RPE du puisard du BAN collectant les drains de planchers 3.

### **4.3. CONFORMITÉ AUX EXIGENCES DE CONCEPTION**

#### **4.3.1. Exigences issues du classement de sûreté**

##### **4.3.1.1. Classements de sûreté**

Le classement des équipements du système RPE jouant un rôle dans la détection de rupture de ligne véhiculant du fluide primaire hors enceinte (section 15.2.3q) fait l'objet d'une exception aux règles de classement.

Les classements des équipements du système RPE jouant un rôle vis-à-vis de la sûreté sont présentés dans la section 3.2.2.

##### **4.3.1.2. Critère de défaillance unique (active et passive)**

La conception du système RPE est conforme à l'exigence de robustesse au critère de défaillance unique active énoncée au paragraphe 0.3 : les dispositifs d'isolement des traversées de l'enceinte, constitués d'un organe d'isolement à l'intérieur du BR et d'un organe d'isolement situé à l'extérieur dans un bâtiment périphérique, sont redondants.

La conception du système RPE est conforme à l'exigence de robustesse à la défaillance aléatoire énoncée au paragraphe 0.3 : les moyens valorisés dans les études d'agression du sous-chapitre 3.4 pour réaliser l'isolement du système RPE, sont redondants.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.3.1  
PAGE : 26/30  
STANDARD

Par ailleurs, bien que non redevable de l'application du Critère de Défaillance Unique, chaque puisard et réservoir est équipé de [ ] capteurs de niveaux.

#### **4.3.1.3. Alimentation électrique de secours**

La conception du système RPE est conforme à l'exigence de secours électrique énoncée au paragraphe 0.3, notamment sur les points suivants :

- En cas de Perte Totale des Alimentations Electriques Externes (MDTE), les vannes d'isolement intérieur et extérieur enceinte sont secourues afin d'assurer leur fonctionnement même pendant [ ] de démarrage des diesels principaux par des batteries [ ] pour les vannes intérieur enceinte et AG pour les vannes extérieur enceinte.
- En cas de perte généralisée des alimentations électriques (MDTG), les vannes extérieures enceinte sont secourues par les diesels d'ultime secours et les batteries AG.

Par ailleurs, bien que non redevable d'une exigence de secours électrique, la fonction de réinjection des effluents RIS dans le BR (fonction F2) bénéficie d'une alimentation électrique secourue, qui se traduit par le secours électrique des pompes et vannes motorisées par les groupes diesels principaux.

#### **4.3.1.4. Séparation physique / géographique**

La conception du système RPE est conforme à l'exigence séparation physique / géographique, notamment les deux organes d'isolement de chaque traversée enceinte du système RPE sont séparés physiquement du fait de leur installation, un à l'intérieur du bâtiment réacteur, l'autre à l'extérieur dans un bâtiment périphérique.

#### **4.3.1.5. Qualification aux conditions de fonctionnement accidentelles**

Les équipements du système RPE relevant d'une qualification aux conditions accidentelles sont présentées dans la section 3.7.1.1.2.

#### **4.3.1.6. Classement ESPN, mécanique, électrique, contrôle-commande et sismique**

La conformité des classements mécanique, électrique, contrôle-commande et sismique des équipements du système RPE jouant un rôle vis-à-vis de la sûreté aux exigences énoncées au paragraphe 0.3.1.6 est détaillée dans la section 3.2.2.

La conformité du classement ESPN des équipements du système RPE aux exigences énoncées au paragraphe 0.3 est détaillée dans la section 3.2.2.

### **4.3.2. Exigences réglementaires**

#### **4.3.2.1. Textes réglementaires**

La conformité aux textes réglementaires est portée de manière générale par la section 1.7.1 du Rapport de Sûreté.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.3.1  
PAGE : 27/30  
STANDARD

**4.3.2.1.1. Textes officiels**

Sans Objet.

**4.3.2.1.2. Prescriptions techniques**

La conformité du système RPE aux décisions n°2012-DC-0283 du 26 juin 2012 et n°2014-DC-0403 du 21 janvier 2014 est démontrée dans le chapitre 21.

La conformité aux prescriptions techniques spécifiquement applicables au système, listées dans le paragraphe 0.3.2 est assurée par :

- [EDF-FLA-66] : Les effluents liquides sont classés en différents groupes selon qu'ils sont recyclables ou non et selon leur traitement approprié. Ils sont collectés selon leur phase (liquide ou gazeuse) et leur origine (effluents primaires, drains de planchers, drains chimiques, drains résiduels). Les caractéristiques chimiques des effluents liquides primaires permettent leur recyclage au TEP. Les effluents liquides non recyclés sont dirigés vers le système TEU dans le Bâtiment de Traitement des Effluents ou vers SEK en fonction des résultats d'analyses :
  - Transfert vers TEU DR si les effluents sont actifs et non pollués chimiquement (DR),
  - Transfert vers TEU DC si les effluents sont actifs et pollués chimiquement (DR, DC ou DP1),
  - Transfert vers TEU DP si les effluents sont légèrement actifs (DP1, DP2, DP3),
  - Les DP3 peuvent être directement dirigés vers SEK.

**4.3.2.1.3. Réglementations internationales**

Sans objet.

**4.3.2.2. Textes para-réglementaires**

La conformité aux textes para-réglementaires est portée de manière générale par la section 1.7.1 du Rapport de Sûreté.

**4.3.2.2.1. Règles fondamentales de sûreté**

Sans objet.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.3.1  
PAGE : 28/30  
STANDARD

#### **4.3.2.2. Directives techniques**

La conformité aux directives spécifiquement applicables au système, listées dans le paragraphe 0.3.2 est assurée par :

- A.2.7.2. — Effluents radioactifs et déchets : Les substances émises et utilisées dans le procédé comme le bore sont collectées sélectivement à la source de production des effluents.
- C.4.2.1. — Réduction des déchets et démantèlement : les circuits étant en contact avec des fluides réputés actifs et/ou recyclables, l'utilisation de stellites et d'antimoine est réduite et des matériaux ayant un faible taux d'impuretés de cobalt sont retenus (puisards, réservoirs, pompes, tuyauteries en acier inoxydable).

#### **4.3.2.3. Textes EPR spécifiques**

Sans objet.

#### **4.3.3. Agressions**

##### **4.3.3.1. Agressions internes**

La démonstration de la robustesse de l'installation aux agressions internes relève du sous-chapitre 3.4.

##### **4.3.3.2. Agressions externes**

La démonstration de la robustesse de l'installation aux agressions externes relève du sous-chapitre 3.3.

#### **4.3.4. Diversification**

Sans objet.

#### **4.3.5. Radioprotection**

De façon générale, les dispositions de conception de l'installation prises pour limiter l'exposition du personnel au rayonnement et à la contamination due aux produits de fission et de corrosion activés relèvent du chapitre 12. La conception du système RPE contribue au respect de cet objectif, notamment sur les points suivants :

- Le système en lui-même contribue à la protection des travailleurs (prévention de la dissémination de substances radioactives au sein de l'installation). En particulier, les effluents les plus contaminés sont collectés dans des réservoirs clos, balayés par TEG.
- Les équipements contenant ou véhiculant des substances radioactives sont installés derrière des protections biologiques si nécessaire.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.3.1  
PAGE : 29/30  
STANDARD

#### **4.3.6. Fonctionnement, maintenance et accessibilité long terme**

Sans objet.

#### **4.3.7. Système tel que réalisé**

A ce stade de la fabrication, de l'installation et du déroulement des essais, aucun écart n'impacte les requis de sûreté spécifiés dans le Rapport de Sûreté.

### **4.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE**

#### **4.4.1. Essais de démarrage**

Le système RPE fait l'objet d'un programme d'essais de démarrage conformément aux modalités présentées au chapitre 14 permettant notamment de vérifier le respect des critères fonctionnels suivants :

- bon fonctionnement des pompes et des capteurs de niveau des puisards, manoeuvrabilité des organes d'isolement,
- suffisance du débit de réinjection des effluents RIS dans le BR.

Au titre de leur contribution au critère global de fuite de l'enceinte, les tests d'étanchéité des vannes d'isolement enceinte sont décrits à la section 6.2.5.

#### **4.4.2. Surveillance en fonctionnement normal**

Les fonctions suivantes du système RPE sont surveillées en exploitation normale par des dispositifs de surveillance en continu :

- Vérification du fonctionnement des pompes de puisards pour la fonction de réinjection des effluents RIS dans le BR par leur utilisation en fonctionnement normal et leurs alarmes sur défaut matériel,
- Vérification de l'opérabilité des capteurs et du fonctionnement des pompes de puisards et réservoirs afin de prévenir tout débordement d'effluent radioactif et détecter une fuite RCV dans le BAN. La défaillance des capteurs entraîne l'apparition d'une alarme d'indisponibilité en salle de commande.

#### **4.4.3. Essais périodiques**

Les parties classées du système RPE font l'objet d'essais périodiques conformément au chapitre IX des Règles Générales d'Exploitation, permettant notamment de vérifier le respect des critères fonctionnels suivants :

- bon fonctionnement des pompes et des capteurs de niveau des puisards, manoeuvrabilité des vannes d'isolement,



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.3.1  
PAGE : 30/30  
STANDARD

- suffisance du débit de réinjection et manoeuvrabilité des clapets de réinjection des effluents RIS dans le BR.

Au titre de leur contribution au critère global de fuite de l'enceinte, les tests d'étanchéité des vannes d'isolement enceinte sont décrits à la section 6.2.5.

#### **4.4.4. Maintenance**

Le système RPE fait l'objet d'un programme de maintenance, conformément au chapitre VIII des RGE.

## **5. SCHÉMAS DE PRINCIPE**

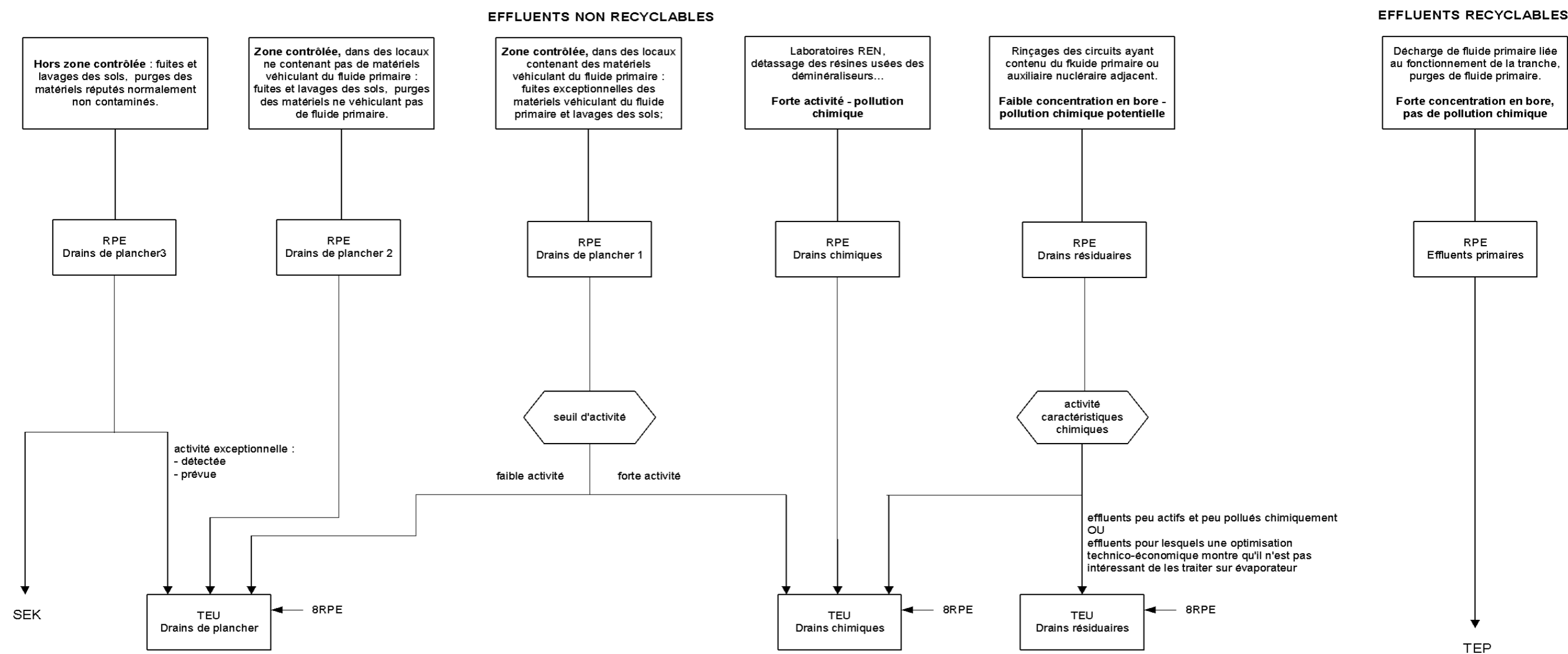
Les schémas de principe du système RPE sont présentés en 11.1.3.1 FIG 1.

Le schéma présentant les principes d'orientation des effluents au niveau du RPE et leur transfert vers le TEU est donné en 11.1.3.1 FIG 2.



11.1.3.1 FIG 2 : PRINCIPE D'ORIENTATION DES EFFLUENTS AU NIVEAU DU RPE ET TRANSFERT VERS LE TEU

**PRINCIPES D'ORIENTATION DES EFFLUENTS AU NIVEAU DU RPE**







## SOMMAIRE

11.1.4.SYSTÈME DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS GAZEUX (TEG).....	5
0. EXIGENCES DE SÛRETÉ.....	5
0.1. FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	5
0.1.1. CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....	5
0.1.2. EVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	5
0.1.3. CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES.....	5
0.1.4. CONTRIBUTIONS INDIRECTES AUX FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	5
0.1.5. CONTRIBUTIONS SPÉCIFIQUES À LA PROTECTION CONTRE LES	
AGRESSIONS .....	5
0.1.6. CONTRIBUTIONS À L'ÉLIMINATION PRATIQUE.....	6
0.2. CRITÈRES FONCTIONNELS.....	6
0.2.1. CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....	6
0.2.2. EVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	6
0.2.3. CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES .....	6
0.2.4. CONTRIBUTIONS INDIRECTES AUX FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	6
0.2.5. CONTRIBUTION À LA PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS .....	7
0.3. EXIGENCES RELATIVES À LA CONCEPTION .....	7
0.3.1. EXIGENCES ISSUES DU CLASSEMENT DE SÛRETÉ .....	7
0.3.2. EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES .....	8
0.3.3. AGRESSIONS .....	10
0.3.4. DIVERSIFICATION.....	10
0.3.5. RADIOPROTECTION .....	10
0.3.6. EXIGENCES LIÉES AU FONCTIONNEMENT, À LA MAINTENANCE ET	
À L'ACCESSIBILITÉ LONG TERME .....	10
0.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE.....	11
0.4.1. ESSAIS DE DÉMARRAGE .....	11
0.4.2. SURVEILLANCE EN EXPLOITATION .....	11
0.4.3. ESSAIS PÉRIODIQUES .....	11
0.4.4. MAINTENANCE.....	11
1. RÔLE DU SYSTÈME.....	11
1.1. RÔLE DU SYSTÈME PENDANT L'EXPLOITATION NORMALE DE LA	
TRANCHE.....	11



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.4  
PAGE : 2/29  
STANDARD

1.2.	RÔLE DU SYSTÈME DANS DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT PCC-2 À PCC-4, RRC-A EN ACCIDENT GRAVE ET SITUATIONS AGRESSIONS .....	12
2.	BASES DE CONCEPTION .....	12
2.1.	HYPOTHÈSES GÉNÉRALES DE FONCTIONNEMENT .....	12
2.2.	HYPOTHÈSES DE DIMENSIONNEMENT .....	13
2.2.1.	CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....	13
2.2.2.	EVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	13
2.2.3.	CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES .....	13
2.2.4.	CONTRIBUTION INDIRECTE AUX FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	13
2.2.5.	CONTRIBUTIONS À LA PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS ....	14
2.3.	AUTRES HYPOTHÈSES .....	14
3.	DESCRIPTION - FONCTIONNEMENT .....	14
3.1.	DESCRIPTION .....	14
3.1.1.	DESCRIPTION GÉNÉRALE DU SYSTÈME .....	14
3.1.2.	DESCRIPTION DES MATÉRIELS PRINCIPAUX .....	17
3.1.3.	DESCRIPTION DES DISPOSITIONS D'INSTALLATIONS PRINCIPALES	19
3.2.	FONCTIONNEMENT .....	19
3.2.1.	FONCTIONNEMENT EN RÉGIME NORMAL DE LA TRANCHE .....	19
3.2.2.	FONCTIONNEMENT EN RÉGIME PERMANENT DU SYSTÈME .....	19
3.2.3.	FONCTIONNEMENT EN RÉGIME TRANSITOIRE DU SYSTÈME .....	19
3.2.4.	FONCTIONNEMENT EN AUTRES RÉGIMES .....	20
4.	ANALYSE DE SÛRETÉ .....	21
4.1.	CONFORMITÉ À LA RÉGLEMENTATION .....	21
4.2.	RESPECT DES CRITÈRES FONCTIONNELS .....	21
4.2.1.	CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ .....	21
4.2.2.	EVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE .....	21
4.2.3.	CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES .....	21
4.2.4.	CONTRIBUTIONS INDIRECTES À L'ACCOMPLISSEMENT DES FONCTIONS DE SÛRETÉ .....	22
4.2.5.	CONTRIBUTION À LA PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS .....	22
4.3.	CONFORMITÉ AUX EXIGENCES DE CONCEPTION .....	23
4.3.1.	EXIGENCES ISSUES DU CLASSEMENT DE SÛRETÉ .....	23
4.3.2.	EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES .....	24
4.3.3.	AGRESSIONS .....	26
4.3.4.	DIVERSIFICATION .....	26
4.3.5.	RADIOPROTECTION .....	26



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.4  
PAGE : 3/29  
STANDARD

4.3.6. FONCTIONNEMENT, MAINTENANCE ET ACCESSIBILITÉ LONG	
TERME .....	26
4.3.7. SYSTÈME TEL QUE RÉALISÉ .....	26
4.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE .....	27
4.4.1. ESSAIS DE DÉMARRAGE .....	27
4.4.2. SURVEILLANCE EN FONCTIONNEMENT NORMAL .....	27
4.4.3. ESSAIS PÉRIODIQUES .....	27
4.4.4. MAINTENANCE .....	28
5. SCHÉMA DE PRINCIPE .....	28
LISTE DE RÉFÉRENCES .....	29



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1

SECTION : 11.1.4

PAGE : 4/29

STANDARD

**FIGURES :**

11.1.4 FIG 1 SCHÉMA SIMPLIFIÉ DU SYSTÈME TEG

11.1.4 FIG 2 SCHÉMA DE PRINCIPE DU TEG

## **11.1.4.SYSTÈME DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS GAZEUX (TEG)**

### **0. EXIGENCES DE SÛRETÉ**

#### **0.1. FONCTIONS DE SÛRETÉ**

##### **0.1.1. Contrôle de la réactivité**

Le système TEG ne contribue pas directement au contrôle de la réactivité.

##### **0.1.2. Evacuation de la puissance résiduelle**

Le système TEG ne contribue pas directement à l'évacuation de la puissance résiduelle.

##### **0.1.3. Confinement des substances radioactives**

Le système TEG véhicule des effluents gazeux contenant des substances radioactives. A ce titre, il doit contribuer :

- au confinement de ces substances vis-à-vis de l'environnement dans sa globalité et du public,
- au contrôle de la radioactivité en fonctionnement normal.

En conditions accidentelles, le système TEG doit :

- jouer le rôle de troisième barrière de confinement au niveau de ses traversées enceinte,
- prévenir l'écoulement des fuites de ses traversées enceinte vers des bâtiments non confinés.

##### **0.1.4. Contributions indirectes aux fonctions de sûreté**

Sans objet.

##### **0.1.5. Contributions spécifiques à la protection contre les agressions**

Le système TEG doit contribuer à la protection contre les agressions en contribuant à prévenir le risque d'inflammabilité et d'explosion.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.4  
PAGE : 6/29  
STANDARD

### **0.1.6. Contributions à l'élimination pratique**

Le système ne contribue pas directement à l'élimination pratique.

## **0.2. CRITÈRES FONCTIONNELS**

Au titre de ses contributions à l'accomplissement des fonctions de sûreté, le système doit satisfaire les critères fonctionnels suivants :

### **0.2.1. Contrôle de la réactivité**

Sans objet.

### **0.2.2. Evacuation de la puissance résiduelle**

Sans objet.

### **0.2.3. Confinement des substances radioactives**

Le système TEG doit permettre :

- de confiner les substances radioactives et prévenir le risque de fuite,
- de s'isoler du système DWN sur critère d'activité élevée ou de débit à la cheminée trop faible pour permettre la dilution des effluents gazeux dans l'air.

En conditions accidentelles, le système TEG doit :

- permettre l'isolement de l'enceinte de confinement au niveau de ses traversées enceinte,
- assurer une fonction exutoire de ses traversées enceinte vers le système EBA afin d'empêcher l'écoulement des fuites de ses traversées enceinte vers le BAN qui n'est pas confiné.

En complément des critères fonctionnels correspondant aux strictes missions de sûreté énoncés ci-dessus, le système TEG doit permettre de respecter les critères définis pour les rejets gazeux dans les prescriptions de rejets, à savoir une décroissance minimale des Xénons et des Kryptons.

### **0.2.4. Contributions indirectes aux fonctions de sûreté**

Sans objet.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.4  
PAGE : 7/29  
STANDARD

### **0.2.5. Contribution à la protection contre les agressions**

Au titre de sa contribution spécifique à la protection contre les agressions, le système TEG doit limiter le risque d'inflammabilité et d'explosion en tout point du circuit et dans les composants connectés, par la maîtrise de la composition des gaz véhiculés.

Le système TEG doit permettre l'isolement des sources de fluide hydrogéné autour du récipient [ ] pendant les phases où celui-ci peut contenir des teneurs en hydrogène élevées.

## **0.3. EXIGENCES RELATIVES À LA CONCEPTION**

### **0.3.1. Exigences issues du classement de sûreté**

#### **0.3.1.1. Classement de sûreté**

Les parties du système TEG jouant un rôle vis-à-vis de la sûreté doivent faire l'objet d'un classement de sûreté conformément aux règles de classement indiquées dans la section 3.2.1.

#### **0.3.1.2. Critère de défaillance unique (active et passive)**

Les fonctions du système TEG classées F1 doivent être robustes à l'application du critère de défaillance unique.

Les fonctions du système TEG classées F2 au titre de la protection de l'installation contre les agressions internes doivent être robustes à l'application de la défaillance aléatoire conformément aux règles du paragraphe 2.3 de la section 3.4.0.

#### **0.3.1.3. Alimentation électrique de secours**

L'alimentation électrique des composants du système TEG nécessaire à l'accomplissement des fonctions classées F1 doit être secourue par les groupes de diesels principaux.

L'alimentation des composants du système TEG nécessaire à l'accomplissement des fonctions classées F2 doit être secourue au cas par cas afin que cette dernière soit assurée si nécessaire en cas de perte des alimentations électriques extérieures.

#### **0.3.1.4. Séparation physique/géographique**

Les fonctions classées F1 du système TEG doivent être conçues conformément à l'exigence de séparation physique/géographique de leurs équipement redondants consécutifs.

#### **0.3.1.5. Qualification aux conditions accidentelles**

Les équipements classés du système TEG doivent être qualifiés en fonction des conditions de fonctionnement dans lesquelles ils sont sollicités au titre de leur contribution à l'accomplissement des fonctions de sûreté, conformément aux règles du sous-chapitre 3.7.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.4  
PAGE : 8/29  
STANDARD

### **0.3.1.6. Classements ESPN, mécanique, électrique, Contrôle-Commande et sismique**

Les équipements du système TEG redevables d'un classement mécanique, électrique, contrôle-commande et sismique doivent être classés conformément aux règles de classement présentées dans la section 3.2.1.

Les équipements du système TEG redevables d'un classement ESPN doivent être classés conformément à la réglementation applicable. (Cf. section 3.6.2).

### **0.3.2. Exigences réglementaires**

#### **0.3.2.1. Textes réglementaires**

L'ensemble des exigences réglementaires est présenté dans la section 1.7.0 du Rapport du Sûreté.

##### **0.3.2.1.1. Textes officiels**

Le système TEG n'est pas concerné spécifiquement par un texte officiel.

##### **0.3.2.1.2. Prescriptions techniques**

Le système TEG est concerné spécifiquement par la prescription technique : Décision n°2010-DC-0189 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 7 Juillet 2010 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) les prescriptions relatives aux modalités de prélèvement et de consommation d'eau et de rejets dans l'environnement des effluents liquides et gazeux pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108), « Flamanville 2 » (INB n°109) et « Flamanville 3 » (INB n°167), notamment pour les prescriptions suivantes :

- [EDF-FLA-40] L'exploitant réalise les vérifications et mesures nécessaires au bon fonctionnement des installations de prétraitement, de traitement et d'entreposage des effluents. Ces installations sont conçues, exploitées, régulièrement entretenues et contrôlées de manière à réduire le risque et, le cas échéant, les durées d'indisponibilité pendant lesquelles elles ne peuvent assurer pleinement leur fonction et de manière à pouvoir vérifier à tout moment leur efficacité. Leur bon état de marche est contrôlé en permanence au moyen des paramètres de fonctionnement caractéristiques des installations. L'exploitant tient à la disposition de l'ASN l'ensemble des documents relatifs à la maintenance, au contrôle, à l'entretien et à la vérification des installations de pré-traitement, de traitement et d'entreposage.
- [EDF-FLA-46] Les conditions de collecte, de traitement et de rejet des effluents gazeux sont telles qu'elles n'entraînent aucun risque d'inflammation ou d'explosion, ni la production, du fait du mélange des effluents, de substances polluantes nouvelles.
- [EDF-FLA-47] Les dispositifs de traitement sont conçus de manière à faire face aux variations de débit, de température ou de composition des effluents à traiter, en particulier à l'occasion du démarrage ou de l'arrêt de l'installation à l'origine des rejets.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.4  
PAGE : 9/29  
STANDARD

- [EDF-FLA-50] Les effluents gazeux radioactifs de la centrale nucléaire de Flamanville sont rejetés par trois cheminées (une par réacteur) appelées "cheminées des bâtiments des auxiliaires nucléaires (BAN)" situées à une hauteur minimale au dessus du sol de 98 mètres et accolées aux bâtiments des réacteurs. Elles sont destinées à rejeter l'ensemble des émissions gazeuses radioactives des installations des réacteurs, à l'exception des rejets diffus et de certains effluents issus des ventilations des installations mentionnées aux prescriptions [INB108-11] et [INB109-11] et de la laverie mentionnée à la prescription [INB167-52]. Les effluents gazeux radioactifs sont collectés, filtrés et éventuellement entreposés avant leurs rejets à l'atmosphère.
- [EDF-FLA-52] L'exploitant peut, par les cheminées des bâtiments des auxiliaires nucléaires (BAN), pratiquer :
  - des rejets permanents (ventilation des bâtiments) ou assimilés (rejets issus du système TEG de l'INB n°167) ;
  - des rejets concertés d'effluents préalablement entreposés à l'intérieur de réservoirs prévus à cet effet (réservoirs RS) ;
  - des rejets concertés lors d'opérations ponctuelles programmées telles que des dépressurisations des bâtiments réacteurs (BR), des essais ou de la maintenance.

L'exploitant s'assure du lignage correct des circuits de ventilation. Toute opération conduisant à la mise en communication à l'atmosphère, via les circuits de ventilation, de toute capacité contenant des effluents radioactifs, est menée de manière à ne pas atteindre le seuil d'alarme à la cheminée prévu par la prescription [EDF-FLA-58]. Dans ce but, les gaz sont caractérisés directement ou indirectement (par exemple, au travers de l'activité du fluide primaire) en préalable au rejet. Les opérations conduisant à l'ouverture du circuit primaire sont notamment visées par ces dispositions.

- [INB167-53] Avant rejet, les effluents gazeux radioactifs issus du système TEG de l'INB n°167 sont traités par un passage sur des lits à retard puis filtration absolue et, si nécessaire, sur les pièges à iode. Les lits à retards sont conçus, exploités, entretenus et vérifiés aussi souvent que nécessaire. Ils permettent une rétention minimale des gaz équivalente à une décroissance de 40 jours pour les Xénon et de 40 heures pour les Kryptons.
- [INB167-54] Lorsque le système TEG est susceptible de rejeter des effluents gazeux, le débit minimal à la cheminée du BAN est de [ ] .

Le système TEG appartient au noyau dur Fukushima (cf. chapitre 21). A ce titre, il doit respecter la décision n°2012-DC-0283 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012 et décision n°2014-DC-0403 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 21 janvier 2014 (voir section 1.7.0).

#### **0.3.2.1.3. Réglementations internationales**

Le système TEG n'est pas concerné par une réglementation internationale spécifique.

#### **0.3.2.2. Textes para-réglementaires**

##### **0.3.2.2.1. Règles fondamentales de sûreté**

Le système TEG n'est pas concerné par une règle de sûreté spécifique.

#### **0.3.2.2.2. Directives techniques**

Le système TEG est concerné par les sections suivantes des Directives Techniques (voir section 1.7.0) :

- Section A.2.7.2. – Effluents radioactifs et déchets : “ La tranche doit être conçue pour limiter, conformément au principe d’optimisation, l’exposition des personnes du public aux rayonnements résultant des relâchements de matières radioactives dans l’air ou dans l’eau.”
- Section C.4.2.1. – Réduction des déchets et démantèlement : “ Le concepteur doit préciser comment il prendra en compte l’objectif de réduction des effluents et des déchets radioactifs indiqué au paragraphe A.2.7.2 dans le cadre d’un processus d’optimisation.”
- Section F.1.2.4 — Explosions internes : “La priorité doit être donnée à la prévention des explosions internes, notamment par la limitation stricte de l’utilisation de gaz et fluide explosifs.

#### **0.3.2.3. Textes EPR spécifiques**

Le système TEG n’est pas concerné par un texte spécifique EPR.

### **0.3.3. Agressions**

#### **0.3.3.1. Agressions internes**

Les fonctions du système TEG doivent être protégées vis-à-vis des conséquences des agressions internes si leur perte remet en cause l’atteinte des objectifs de sûreté du sous-chapitre 3.4.

#### **0.3.3.2. Agressions externes**

Les fonctions du système TEG doivent être protégées vis-à-vis des conséquences des agressions externes si leur perte remet en cause l’atteinte des objectifs de sûreté du sous-chapitre 3.3.

#### **0.3.4. Diversification**

Le système TEG ne fait pas l’objet d’une exigence de diversification.

#### **0.3.5. Radioprotection**

Le système doit être conçu pour limiter l’exposition du personnel au rayonnement et à la contamination radioactive due aux produits de fission et aux produits de corrosion activés contenus dans les effluents gazeux véhiculés.

#### **0.3.6. Exigences liées au fonctionnement, à la maintenance et à l’accessibilité long terme**

Le système TEG n’est pas concerné par une exigence liée au fonctionnement, à la maintenance ou à l’accessibilité long terme.



## **0.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE**

### **0.4.1. Essais de démarrage**

Le système TEG doit être conçu pour permettre la réalisation d'essais de démarrage permettant de s'assurer de sa conception adéquate et de ses performances, et notamment du respect des critères fonctionnels qui lui sont assignés au paragraphe 0.2.

### **0.4.2. Surveillance en exploitation**

Le système TEG doit être conçu pour permettre une surveillance en exploitation normale des caractéristiques du système nécessaires à l'accomplissement de ses missions de sûreté afin d'assurer le bon comportement de ses composants et leur disponibilité.

### **0.4.3. Essais périodiques**

Les parties classées du système TEG doivent être conçues pour permettre la réalisation d'essais périodiques conformément aux règles définies dans le chapitre IX des Règles Générales d'Exploitation.

### **0.4.4. Maintenance**

Le système TEG doit être conçu pour permettre la mise en oeuvre d'un programme de maintenance conformément au chapitre VIII des RGE.

## **1. RÔLE DU SYSTÈME**

Le système TEG assure les fonctions opérationnelles suivantes dans les différentes conditions de fonctionnement de l'installation dans lesquelles il est sollicité :

### **1.1. RÔLE DU SYSTÈME PENDANT L'EXPLOITATION NORMALE DE LA TRANCHE**

Des produits de fission gazeux sont générés dans le cœur parmi lesquels les xénon et les kryptons. Une partie de ces gaz est libérée dans le fluide primaire en cas de défaut de gainage.

De l'hydrogène est ajouté dans le fluide primaire via la station d'hydrogénation du système RCV pour contrôler l'oxygène dans le fluide primaire et éviter la corrosion.

Comme ces gaz sont dissous dans le fluide primaire, ils sont présents dans d'autres systèmes tels que les systèmes de traitement d'effluents liquides.

Etant donné le caractère explosif de l'hydrogène en présence d'oxygène et la radioactivité des produits de fission gazeux, la présence de ces gaz dans les différents systèmes auxiliaires doit être maîtrisée.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.4  
PAGE : 12/29  
STANDARD

Le système TEG assure les fonctions suivantes :

- compenser les variations de volume liquide dans les réservoirs connectés par une évacuation ou une admission du volume gazeux correspondant,
- balayer à l'azote puis traiter les effluents gazeux résultant du dégazage du fluide primaire dans les capacités,
- confiner les gaz radioactifs des réservoirs connectés,
- limiter dans le système et dans les composants connectés les concentrations en hydrogène (risque d'explosion) et en oxygène (risque de corrosion),
- gérer l'excès de gaz produit dans les systèmes connectés lors des transitoires de la tranche,
- retenir les gaz rares radioactifs pendant la phase de décroissance pour rendre compatibles les rejets à l'atmosphère avec les autorisations de rejet.

## **1.2. RÔLE DU SYSTÈME DANS DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT PCC-2 À PCC-4, RRC-A EN ACCIDENT GRAVE ET SITUATIONS AGRSSIONS**

Le système TEG n'a pas de rôle opérationnel en conditions PCC-2 à 4, RRC-A en accident grave et en situations agressions, mis à part les fonctions suivantes :

- contribuer à l'isolement de l'enceinte de confinement par la fermeture automatique des vannes d'isolement enceinte sur les lignes liées aux balayages du réservoir de décharge du pressuriseur et du réservoir des effluents primaires du BR (système RPE dans le BR) sur signal du système de protection du réacteur,
- contribuer au confinement des fuites de ses traversées enceinte en situation accidentelle par la fonction d'exutoire vers le système EBA afin d'empêcher l'écoulement des fuites de ses traversées enceinte vers le BAN qui n'est pas confiné.

## **2. BASES DE CONCEPTION**

### **2.1. HYPOTHÈSES GÉNÉRALES DE FONCTIONNEMENT**

Le fluide principal du système TEG est l'azote.

Les autres gaz présents dans le système TEG sont notamment l'hydrogène, l'oxygène, la vapeur d'eau et les gaz rares (xénon, kryptons).

Le confinement des gaz radioactifs des systèmes et réservoirs connectés doit être assuré grâce à l'extraction et au traitement des gaz résultant du dégazage du fluide primaire, et grâce au maintien d'une pression inférieure à [ ] d'une partie du système et des composants connectés.

L'optimisation des rejets de gaz dans l'environnement doit être assuré par un fonctionnement en boucle quasi-fermée dans laquelle l'azote de balayage est réutilisé après réduction de la teneur en hydrogène et oxygène dans le recombineur.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1

SECTION : 11.1.4

PAGE : 13/29

STANDARD

Le contrôle du débit de gaz de balayage du circuit primaire lors du balayage à l'azote frais en configuration de balayage à 3/4 boucle (pendant l'arrêt) doit être assuré par une vanne de régulation dédiée.

L'accroissement de la capacité de stockage de la ligne à retard doit être assuré en augmentant la pression dans les lits à retard.

## **2.2. HYPOTHÈSES DE DIMENSIONNEMENT**

### **2.2.1. Contrôle de la réactivité**

Sans objet.

### **2.2.2. Evacuation de la puissance résiduelle**

Sans objet.

### **2.2.3. Confinement des substances radioactives**

Le paramètre représentatif du critère fonctionnel associé à la décroissance minimale des xénon et des kryptons avant rejet est le temps de séjour des Kryptons et des Xénon dans les lits à retard. Celui-ci dépend de la pression, de la température, de la nature du charbon actif, ainsi que du débit à la sortie de la ligne de retard. Les lits à retard doivent être dimensionnés en prenant en compte les valeurs enveloppes de ces facteurs, pour atteindre un critère de rétention d'au moins 40 heures pour les Kryptons et 40 jours pour les Xénon.

La quantité d'isotopes radioactifs dans l'ensemble de traitement et dans l'ensemble de retard dépend de la composition et du dégazage du fluide primaire. Les trois hypothèses suivantes ont été prises en compte pour calculer l'inventaire d'activité dans le circuit de traitement :

- dégazage complet du dégazeur TEP4 à haut débit pendant l'arrêt,
- dégazage complet du ballon RCV en fonctionnement normal de la tranche,
- fuite de gaz vers la ligne à retard.

La quantité de gel de Silice remplissant le dessiccateur doit permettre de sécher totalement tous les gaz amenés à passer dans l'ensemble de retard sur un transitoire, afin d'éviter toute détérioration du charbon actif par l'humidité présente dans le gaz.

Les vannes d'isolement enceinte du TEG appartiennent à la troisième barrière. A ce titre, les bases de conception de ce dispositif d'isolement sont décrites dans les sections 6.2.3 et 6.2.5.

### **2.2.4. Contribution indirecte aux fonctions de sûreté**

Sans objet.

### **2.2.5. Contributions à la protection contre les agressions**

Le système TEG contribue à assurer l'absence d'atmosphère explosible dans le circuit et dans les composants connectés en procurant un balayage en azote suffisant pour diluer l'hydrogène à moins de [ ] volumique et l'oxygène à moins de [ ] volumique, les limites du domaine d'inflammabilité étant de [ ] en hydrogène et [ ] en oxygène. Le recombiner placé dans le circuit assure l'élimination d'au moins [ ] de l'hydrogène et de l'oxygène présents dans le fluide principal, autorisant ainsi sa réutilisation pour le balayage.

Le récipient [ ] peut recevoir des quantités élevées d'hydrogène lors de la mise à l'arrêt du réacteur. Lorsque c'est le cas, le système TEG permet de surveiller la pression dans la section correspondante afin de détecter un éventuel dysfonctionnement du système TEG générant un risque d'explosion en cas de fuite. Si un tel dysfonctionnement est constaté, les sources de fluide hydrogéné dirigées vers ce récipient sont isolées.

### **2.3. AUTRES HYPOTHÈSES**

Sans objet.

## **3. DESCRIPTION - FONCTIONNEMENT**

### **3.1. DESCRIPTION**

#### **3.1.1. Description générale du système**

Le fonctionnement du système TEG nécessite l'alimentation en différents gaz :

- l'azote, fluide principal pour le balayage, aidant à régler la dépression,
- l'hydrogène pour recombiner l'oxygène de l'effluent,
- l'oxygène pour recombiner l'hydrogène de l'effluent.

Le système TEG est composé de deux ensembles fonctionnels qui sont l'ensemble de traitement et l'ensemble de retard (cf. 11.1.4 FIG 2).

Un schéma simplifié du système TEG est joint en fin de section (cf. 11.1.4 FIG 1).

##### **3.1.1.1. Ensemble de traitement**

L'ensemble de traitement comporte plusieurs parties décrites ci-après.

##### **Partie balayage**

Les principales sources d'effluents gazeux (réservoirs et capacités) connectées au TEG sont :

- le réservoir de décharge du pressuriseur (RCP),
- le réservoir de contrôle volumétrique (RCV),



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.4  
PAGE : 15/29  
STANDARD

- le réservoir des effluents primaires du BR (système RPE dans le BR),
- le réservoir des effluents primaires du BAN (système RPE dans le BAN),
- les réservoirs de stockage des effluents primaires (TEP),
- la colonne d'acide borique (TEP),
- les dégazeurs petit et gros débit (TEP),
- la bêche de stockage de l'acide borique (REA),
- le réservoir de récupération et de transfert des échantillons (REN),
- les événements du circuit primaire pendant les passages en arrêt (système RPE dans le BR).

L'hydrogène et les gaz radioactifs sont dégazés dans les composants connectés.

Tous les réservoirs sont balayés en permanence par le TEG, excepté les bêches de stockage REA d'acide borique qui font juste l'objet d'une extraction.

Les lignes de balayage sont en dépression pour confiner les gaz.

#### **Partie préparation des gaz**

Le gaz de balayage est séché dans un sécheur (échangeur de chaleur refroidi par l'eau du système DER).

Les condensats sont évacués vers le système RPE.

Pour obtenir les conditions stœchiométriques avant recombinaison, de l'hydrogène et de l'oxygène sont injectés par des vannes réglantes redondantes au titre de la disponibilité.

De l'azote est injecté par une vanne réglante lorsque la dépression devient trop importante.

La mesure des concentrations en hydrogène et oxygène en amont du recombineur se fait par prélèvement sur le flux gazeux principal d'un flux généré par deux compresseurs (un troisième étant en attente). Le gaz est séché sur un sécheur. Les concentrations en hydrogène et oxygène dans le gaz sont mesurées par des mesures  $H_2/O_2$ .

#### **Partie recombinaison**

Le recombineur catalytique assure la formation d'eau à partir d'hydrogène et d'oxygène.

La réaction commence à température ambiante.

Comme l'humidité peut dégrader l'efficacité du catalyseur, [ ] le gaz dans le recombineur pour éviter la condensation d'eau et permettre le bon fonctionnement du recombineur.

Un ratio hydrogène sur oxygène est maintenu constant par injection régulée d'oxygène et d'hydrogène en amont du recombineur. Le surplus d'hydrogène assure une combustion totale de l'oxygène, évitant ainsi sa re-dissolution dans les systèmes fluides. Les vannes d'injection  $H_2$  et  $O_2$  sont inter-verrouillées pour empêcher l'injection simultanée d'oxygène et d'hydrogène.

Le contrôle de la combustion de l'hydrogène et de l'oxygène est réalisé par l'ensemble de mesure  $H_2/O_2$  après passage du gaz sur un sécheur.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1

SECTION : 11.1.4

PAGE : 16/29

STANDARD

Après recombinaison, les concentrations en oxygène et en hydrogène dans le gaz de balayage sont fortement réduites et permettent une réutilisation du gaz pour le balayage des composants connectés.

La vapeur d'eau produite par la recombinaison de l'hydrogène et de l'oxygène est condensée dans un refroidisseur de gaz en aval du recombineur.

#### **Partie compression des effluents gazeux**

Les compresseurs principaux compriment les gaz en aval du recombineur pour assurer le débit de balayage et la dépression d'une partie du système. Le fonctionnement d'un seul compresseur est suffisant pour assurer le débit normal du système.

#### **Partie distribution de gaz**

Le gaz est séché dans un pré-sécheur et les condensats sont évacués vers le système RPE par la bache de collecte.

La station de réglage 1 (déverseuse) maintient la pression constante à approximativement [ ] dans la partie en pression du système. En fonctionnement stable, le gaz comprimé se dilate et se sèche dans la station de réglage 1.

La station de réglage 2 maintient une pression relative légèrement négative dans la partie en dépression du système. Si la pression en amont augmente ou diminue, la station de réglage 2 se ferme ou s'ouvre pour compenser ces variations. Au même moment, le point de contrôle de la pression situé au niveau des réservoirs TEP permet l'injection d'azote si la pression baisse trop vite.

La station de réglage 4 règle un débit de balayage constant dans le réservoir de décharge du pressuriseur dans le BR.

La station de réglage 5 règle un débit de balayage constant dans le réservoir des effluents primaires RPE dans le BR.

La station de réglage 6 règle un débit de balayage constant à l'entrée du réservoir de contrôle volumétrique RCV.

La station de réglage 7 règle une pression constante dans le réservoir de contrôle volumétrique RCV.

#### **3.1.1.2. Ensemble de retard**

L'ensemble de retard comporte deux parties décrites ci-après.

#### **Partie séchage**

Selon le mode de fonctionnement du système, le gaz est d'abord pré-séché dans l'ensemble de traitement, puis séché, soit par détente adiabatique lors du passage dans la station de réglage 1 (fonctionnement stable), soit déshumidifié dans le dessiccateur (fonctionnement en excès de gaz).

Le dessiccateur est à gel de silice et est constitué d'acier inoxydable austénitique.

L'humidité est retirée du débit gazeux par absorption réversible à la surface du gel de silice.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1

SECTION : 11.1.4

PAGE : 17/29

STANDARD

Des mesures d'humidité sont installées en amont des lits à retard pour vérifier l'efficacité du séchage par la station de réglage 1 ou le dessiccateur.

### **Partie ligne à retard**

La ligne à retard se compose de trois lits à retard raccordés en série.

Ils sont remplis de charbon actif dont le rôle est de réduire la radioactivité du gaz qui traverse les lits à retard en assurant la rétention pour décroissance radioactive des gaz rares (xénons, kryptons principalement).

Les gaz rares radioactifs sont retardés relativement au gaz porteur azote par adsorption dynamique sur la surface du charbon actif.

Des mesures d'activité sont installées à la sortie de la ligne à retard, ainsi qu'à la cheminée. L'efficacité de la ligne à retard peut être contrôlée par comparaison des valeurs mesurées par analyses sur les prélèvements gazeux en amont des premier et deuxième lits à retard et en aval du troisième lit à retard.

Un filtre est installé en aval des lits à retard afin de protéger les vannes réglantes de la station de réglage 3 des particules de poussière qui pourraient résulter d'une abrasion mécanique des charbons actifs des lits à retard.

La station de réglage 3 agit de deux façons différentes suivant le mode de fonctionnement. En fonctionnement stable, elle maintient dans la ligne à retard une légère surpression comprise entre [ ]. En fonctionnement avec excès de gaz, elle se ferme pour augmenter la pression dans la ligne à retard jusqu'à environ [ ]. A la fin du mode excès de gaz, la pression est abaissée régulièrement jusqu'à atteindre une légère surpression comprise entre [ ].

Les aérosols, les iodes et le tritium sont principalement retenus dans la phase liquide en amont des lits à charbon actif (sur les refroidisseurs et dans les compresseurs). Ils ne sont donc pas pris en compte spécifiquement pour la conception de l'ensemble de retard.

### **3.1.2. Description des matériels principaux**

Le système TEG est constitué des matériels principaux suivants :

#### **Recombineur**

Le recombineur catalytique est conçu pour traiter le débit maximum de gaz de balayage.

Le volume de catalyseur dépend de son type et du débit maximum. Le catalyseur se compose de billes formées d'un substrat revêtu d'un film catalytique.

Un clapet à boule flottante protège le recombineur des remontées d'eau dans le système.

#### **Compresseurs**

Le critère de débit de conception des compresseurs est basé sur la quantité maximale d'hydrogène résultant du dégazage des réservoirs et capacités balayés ainsi que sur le débit maximum lors du fonctionnement en excès de gaz. Un seul compresseur est suffisant pour atteindre ce débit, mais le fonctionnement simultané des deux compresseurs est possible.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1

SECTION : 11.1.4

PAGE : 18/29

STANDARD

Les compresseurs sont de type à rotor noyé et anneau liquide qui sont parfaitement étanches, ce qui assure le confinement.

En re-circulant, le fluide d'étanchéité (eau déminéralisée) agit comme un joint entre les aubes de la roue, lubrifie les paliers et refroidit le moteur. La séparation du liquide d'étanchéité et du gaz se fait dans des réservoirs de séparation. Le liquide d'étanchéité est renvoyé au compresseur après refroidissement dans des échangeurs.

Ce type de compresseur est capable d'aspirer et de comprimer des mélanges d'oxygène et d'hydrogène sans risque d'explosion du fait de l'absence de points chauds (paliers notamment). Le compresseur n'est pas sensible à la vapeur d'eau, la compression se fait sans pulsation et à faible bruit.

#### **Lits à retard**

La ligne de retard est composée de [ ] lits à retard remplis de charbon actif, qui permet de retenir efficacement les gaz rares radioactifs par adsorption dynamique.

La masse requise de charbon actif est définie sur la base :

- du temps de rétention requis pour les xénons et les kryptons,
- du débit de gaz lié aux cas de fonctionnement du TEG (fonctionnement stable ou fonctionnement en excès de gaz),
- de la température,
- de la pression,
- de l'humidité du gaz et du charbon actif.

La masse de charbon actif utilisé dans les lits à retard préserve des marges significatives pour assurer une décroissance minimale des xénons pendant quarante jours et des kryptons pendant quarante heures.

#### **Dessiccateur**

Le dessiccateur est rempli de gel de silice, agent dessiccant utilisé pour sécher totalement le gaz en adsorbant l'eau avant son injection dans les lits à retard.

La masse requise de gel de silice est définie sur la base :

- du débit et du volume total de gaz lié aux cas de fonctionnement du TEG (fonctionnement stable ou fonctionnement en excès de gaz),
- de l'humidité maximale du gaz circulant vers les lits à retard,
- de la température,
- de la pression.

La masse de gel de silice utilisé dans le dessiccateur préserve des marges pour assurer la protection vis à vis de l'humidité des lits à retard quel que soit le fonctionnement du système.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.4  
PAGE : 19/29  
STANDARD

### **3.1.3. Description des dispositions d'installations principales**

Les composants principaux du système TEG sont installés à différentes hauteurs dans le BAN. Cette disposition selon plusieurs niveaux de hauteur permet d'optimiser par effet de gravité la collecte des condensats vers le système RPE, et permet de minimiser des effets non désirés qui seraient dus à la condensation de gaz dans le TEG.

Les tuyauteries dans lesquelles les condensats sont drainés dans la même direction que le flux de gaz sont inclinées avec une pente de [ ] minimum pour éviter la formation de poches de liquide. Celles dans lesquelles les condensats sont drainés dans la direction inverse au flux de gaz ont une pente d'au moins [ ].

## **3.2. FONCTIONNEMENT**

### **3.2.1. Fonctionnement en régime normal de la tranche**

Le système TEG fonctionne en continu en fonctionnement normal de la tranche.

Le système est conçu pour tous les transitoires normaux de la tranche. Le système fonctionne suivant deux modes :

- le fonctionnement stable (cf. paragraphe 3.2.2),
- le fonctionnement avec excès de gaz (cf. paragraphe 3.2.3).

### **3.2.2. Fonctionnement en régime permanent du système**

En régime permanent, le système TEG fonctionne en mode stable.

Le système TEG et les systèmes connectés sont balayés en permanence par de l'azote dans une boucle quasi-fermée.

Dans cette configuration, la station de réduction 1 détend le gaz d'une pression proche de [ ] à une légère surpression comprise entre [ ] ce qui assèche le gaz. Ce gaz sec est utilisé pour régénérer le dessiccateur avant de retourner dans le circuit de balayage. Une faible partie du gaz sec est également envoyée dans les lits à retard.

Le fonctionnement stable représente la majeure partie du temps de fonctionnement annuel du système TEG.

### **3.2.3. Fonctionnement en régime transitoire du système**

Le fonctionnement en excès de gaz intervient en phase d'arrêt et en phase de démarrage de la tranche, lors des mouvements d'eau importants dans les systèmes connectés et pendant la phase de balayage à l'azote des boucles et de l'espace sous couvercle.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.4  
PAGE : 20/29  
STANDARD

Ces mouvements d'eau vers les réservoirs connectés génèrent des volumes importants d'effluents gazeux dans le système TEG par réduction de leurs volumes libres. Cet excès de gaz génère une augmentation de pression dans la partie en dépression qui est alors maintenue en fermant la station de réglage 2. Ceci implique une augmentation de pression dans la ligne à retard et un rejet d'effluents gazeux dans l'environnement (après traitement sur les lits à retard).

Si le débit à la station de réglage 3 devient trop important, le système bascule du mode fonctionnement stable au mode fonctionnement en excès de gaz. Le point de consigne de la station de réglage 3 passe alors d'une légère surpression comprise entre [ ] à une pression proche de [ ]. Cette augmentation de pression dans les lits à retard entraîne un accroissement de la capacité de stockage des effluents gazeux.

Par ailleurs, le dessiccateur bascule alors du mode « régénération » au mode « séchage » en inversant le flux gazeux. Les effluents gazeux sont alors séchés avant d'entrer dans les lits à retard à l'aide du dessiccateur (la détente adiabatique au niveau de la station de réglage 1 n'étant plus opérationnelle car ouverte).

Le fonctionnement en excès de gaz est suivi, après un certain temps, d'une réduction graduelle d'une pression proche de [ ] à une légère surpression comprise entre [ ]. Le système retourne alors au fonctionnement stable.

### **3.2.4. Fonctionnement en autres régimes**

#### **Arrêt du système**

Avant l'arrêt du système TEG, il est nécessaire d'injecter de l'azote dans la partie en dépression jusqu'à la pression atmosphérique pour éviter toute entrée d'air et la création d'un mélange explosif.

Pendant et après l'arrêt du système TEG, aucune opération génératrice d'effluents gazeux susceptibles de contenir de l'hydrogène ne peut être réalisée puisque la recombinaison n'est plus possible :

- la montée en puissance du réacteur doit être évitée, car l'excès d'eau lié à la dilatation thermique du fluide primaire générerait des mouvements de fluide primaire dans le système TEP et produirait de l'hydrogène par dégazage vers le système TEG,
- l'utilisation du dégazeur TEP pour le dégazage du fluide primaire doit être évitée,
- le réservoir de décharge du pressuriseur et le réservoir RPE des effluents primaires dans le BR doivent être isolés pour éviter un apport d'hydrogène associé à une fuite éventuelle de fluide primaire vers ces réservoirs.

L'arrêt du système TEG peut être causé par :

- l'arrêt des compresseurs,
- la pollution réversible ou irréversible du catalyseur du recombineur.

#### **Fonctionnement en conditions accidentelles**

L'opérabilité du système TEG n'est pas requise en conditions accidentelles, seules les traversées enceintes du système portent des fonctions lors de telles situations.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.4  
PAGE : 21/29  
STANDARD

Les vannes d'isolement enceinte sur les lignes liées aux balayages du réservoir de décharge du pressuriseur et du réservoir des effluents primaires du BR (système RPE dans le BR) sont automatiquement fermées par le système de signal de protection du réacteur en cas d'accident.

Les vannes du système TEG assurant la fonction d'exutoire de ses traversées enceinte vers le système EBA s'ouvrent automatiquement sur signal de protection du réacteur indirect afin d'empêcher les fuites des traversées enceinte de s'écouler vers le BAN.

#### **Gestion du tritium**

Pendant les premiers cycles, la gestion des effluents tritiés issus du circuit primaire est faite avec variation de volumes de gaz, ce qui conduit à un fonctionnement quasi-permanent du TEG en mode excès de gaz pendant cette période.

#### **Gestion des risques de surpression**

Le système TEG contient deux sources de pression notables : la station d'injection d'azote (via le système SGN) et les lits à retard, qui contiennent des grandes quantités de gaz sous pression. En fonctionnement normal, la pression de ces deux zones est régulée par des vannes réglantes. En cas de défaillance de ces vannes, des vannes d'isolement sont présentes afin d'isoler la source de pression de la zone de balayage du système TEG, évitant ainsi un risque de montée en pression de la zone.

## **4. ANALYSE DE SÛRETÉ**

### **4.1. CONFORMITÉ À LA RÉGLEMENTATION**

Le système TEG est conforme à la réglementation générale en vigueur (voir le sous-chapitre 1.7) et ne fait pas l'objet de dérogations particulières.

### **4.2. RESPECT DES CRITÈRES FONCTIONNELS**

#### **4.2.1. Contrôle de la réactivité**

Sans objet.

#### **4.2.2. Evacuation de la puissance résiduelle**

Sans objet.

#### **4.2.3. Confinement des substances radioactives**

Les effluents contaminés présents dans les bâches connectées au système TEG sont balayés par le TEG qui assure le maintien en dépression de la plupart des composants connectées, et empêche ainsi la fuite des particules vers l'extérieur du système.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.4  
PAGE : 22/29  
STANDARD

Le confinement de la radioactivité dans l'installation est assuré par la conception du système TEG en acier inoxydable mécano-soudé étanche. Seuls les équipements nécessitant une maintenance sont raccordés par brides et boulonnage.

D'autre part, l'utilisation de lits à retard limite les rejets dans l'environnement en permettant la décroissance radioactive naturelle des gaz rares (a minima quarante jours pour les xénon et quarante heures pour les kryptons).

La justification du respect de ces critères est détaillée dans la note [1].

De plus, la vanne d'isolement entre TEG et DWN assure la fonction d'isolement des rejets du TEG sur critère d'activité haute ou de débit à la cheminée DWN inférieur à [ ].

En conditions accidentelles, les lignes du système TEG traversant l'enceinte du bâtiment réacteur sont équipées de [ ] vannes d'isolement enceinte qui se ferment sur signal d'isolement enceinte phase 1, ou sur signal de haute activité primaire (IHAP) (cf. section 6.2.3).

Les vannes du système TEG assurant la fonction d'exutoire vers le système EBA s'ouvrent automatiquement sur signal d'isolement enceinte.

#### **4.2.4. Contributions indirectes à l'accomplissement des fonctions de sûreté**

Sans Objet.

#### **4.2.5. Contribution à la protection contre les agressions**

Le système TEG est conçu pour limiter le risque d'inflammabilité et d'explosivité des gaz qu'il véhicule et des ciels gazeux des bâches des autres systèmes connectés. De la même façon, son architecture contribue à limiter la concentration d'hydrogène dans le circuit ainsi que dans les composants connectés.

La formation d'un mélange gazeux  $H_2/O_2$  explosif dans le système est efficacement évitée par :

- un balayage efficace en azote de l'ensemble des composants connectés,
- l'utilisation efficace d'un recombineur catalytique associé à un dispositif d'injection  $H_2/O_2$ ,
- l'isolement des composants et l'arrêt des systèmes sources d'apport d'hydrogène au TEG en cas de défaut dans le balayage.

D'autre part, des ensembles de mesures  $H_2/O_2$  sont prévus en amont et en aval du recombineur. Si les concentrations en hydrogène et/ou en oxygène en amont du recombineur sont trop élevées, ou si toutes les mesures  $H_2/O_2$  en amont du recombineur sont défaillantes :

- le recombineur est by-passé,
- les systèmes producteurs d'hydrogène sont isolés du TEG (RCP, RPE, TEP),
- les vannes d'alimentation en hydrogène et en oxygène situées sur le système TEG sont fermées,
- de l'azote est injecté manuellement pour diluer les effluents gazeux.

Par ailleurs, des inhibiteurs de flamme additionnels sont installés en amont et en aval du recombineur et du circuit de mesure H<sub>2</sub>/O<sub>2</sub>, chacun d'entre eux comportant plusieurs déflecteurs absorbeurs d'énergie procurant une protection additionnelle contre les risques d'inflammation et d'explosion.

Enfin, pour certains transitoires, des règles de conduite spécifiques sont à mettre en oeuvre.

Le détail de l'analyse du risque explosion interne, ainsi que les parades associées, sont décrits dans la section 3.4.6.

Le système TEG mesure la pression en aval du récipient [ ] : toute variation significative de pression peut révéler un dysfonctionnement du système. Les mesures de pression sont valorisées de manière à ce qu'en cas d'atteinte de seuil (min ou max), les sources d'hydrogène reliées à ce récipient (ligne de dégazage du pressuriseur) sont isolées automatiquement.

### **4.3. CONFORMITÉ AUX EXIGENCES DE CONCEPTION**

#### **4.3.1. Exigences issues du classement de sûreté**

##### **4.3.1.1. Classement de sûreté**

Les classements des équipements du système TEG jouant un rôle vis-à-vis de la sûreté sont présentés dans la section 3.2.2.

##### **4.3.1.2. Critère de défaillance unique**

Le dispositif d'isolement des traversées enceinte du système TEG, constitué d'un organe d'isolement à l'intérieur du BR et d'un organe d'isolement à l'extérieur dans un bâtiment périphérique, est redondant.

Les autres équipements du système TEG assurant une fonction F1 tels que les reprises de fuites des traversées enceinte vers EBA sont redondants.

La conception du système TEG est conforme à l'exigence de robustesse à la défaillance aléatoire énoncée au paragraphe 0.3 sur l'isolement des process générateurs d'hydrogène sur perte de la dépression dans [ ].

Certains autres équipements du système TEG, bien que non redevables du Critère de Défaillance Unique, bénéficient d'une redondance au titre de la disponibilité qui se traduit par un doublement des équipement suivants :

- les compresseurs,
- les stations de réglage 1, 2, 3, 6, et 7,
- les ensembles de mesure H<sub>2</sub>/O<sub>2</sub> en amont du recombineur et les compresseurs associés.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.4  
PAGE : 24/29  
STANDARD

#### **4.3.1.3. Alimentation électrique de secours**

La conception des équipements du système TEG assurant une fonction F1 est conforme à l'exigence de secours électrique énoncée au paragraphe 0.3, notamment sur les points suivants :

- Les vannes d'isolement enceinte externes au BR sont secourues par la division 4, et les vannes d'isolement enceinte internes au BR sont secourues par la division 1.
- Les vannes d'exutoire vers EBA sont secourues par les divisions 1 et 4.

Par ailleurs, bien que non redevables d'une exigence de secours électrique, les équipement du système TEG assurant une fonction du sûreté F2 bénéficient d'une alimentation électrique secourue par les diesels principaux au titre de la disponibilité et de la continuité de fonctionnement.

#### **4.3.1.4. Séparation physique/géographique**

La conception du système TEG est conforme à l'exigence séparation physique/géographique pour les traversées enceinte du système. Les deux organes d'isolement de chaque traversée enceinte du système TEG sont séparés physiquement du fait de leur installation, un à l'intérieur du bâtiment réacteur, l'autre à l'extérieur dans un bâtiment périphérique.

#### **4.3.1.5. Qualification aux conditions accidentelles**

Les équipements du système TEG relevant d'une qualification aux conditions accidentelles sont présentés dans la section 3.7.1.1.2.

#### **4.3.1.6. Classement ESPN, mécanique, électrique, contrôle-commande et sismique**

La conformité des classements mécanique, électrique, contrôle-commande et sismique des équipements du système TEG jouant un rôle vis-à-vis de la sûreté aux exigences énoncées au paragraphe 0.3 est détaillée dans la section 3.2.2.

La conformité du classement ESPN des équipements du système TEG aux exigences énoncées au paragraphe 0.3 est détaillée dans la section 3.2.2.

### **4.3.2. Exigences réglementaires**

#### **4.3.2.1. Textes réglementaires**

La conformité aux textes réglementaires est portée de manière générale par la section 1.7.1 du Rapport de Sûreté.

##### **4.3.2.1.1. Textes officiels**

Sans objet.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.4  
PAGE : 25/29  
STANDARD

#### **4.3.2.1.2. Prescriptions techniques**

La conformité aux prescriptions techniques spécifiquement applicables au système, listées dans le paragraphe 0.3.2, est assurée par :

- Pour la disposition [EDF-FLA-40] de la décision ASN n°2010-DC-0189, par des tests réguliers effectués sur les lits à retard, rendus possibles grâce aux mesures des chaînes KRT en aval, ainsi qu'aux piquages sur différents emplacements de la ligne de retard, permettant l'injection et/ou le prélèvement d'échantillons.
- Pour la disposition [EDF-FLA-46] de la décision ASN n°2010-DC-0189, par la conception du système et en particulier la présence du recombineur qui assure l'absence d'atmosphère explosive.
- Pour la disposition [EDF-FLA-47] de la décision ASN n°2010-DC-0189, par l'architecture du système et plus précisément de la ligne de retard, qui permet un fonctionnement permanent du système quel que soit le transitoire du domaine normal de la tranche.
- Pour la disposition [EDF-FLA-50] de la décision ASN n°2010-DC-0189, par l'une des missions du système qui est la rétention des Kryptons et Xénons pendant respectivement 40 heures et 40 jours, permettant leur décroissance naturelle avant rejet.
- Pour la disposition [EDF-FLA-52] de la décision ASN n°2010-DC-0189, par la conception du système et de ses modes de fonctionnement.
- Pour la disposition [INB167-53] de la décision ASN n°2010-DC-0189, par l'architecture, le dimensionnement et les modes de fonctionnement de l'ensemble de retard.
- Pour la disposition [INB167-54] de la décision ASN n°2010-DC-0189, par l'architecture du système, et plus particulièrement par l'isolement automatique du TEG vis à vis de DWN en cas d'indisponibilité de ce dernier.

La conformité du système TEG aux décisions n°2012-DC-0283 du 26 juin 2012 et n°2014-DC-0403 du 21 janvier 2014 est démontrée dans le chapitre 21.

#### **4.3.2.1.3. Réglementations internationales**

Sans Objet.

#### **4.3.2.2. Textes para-réglementaires**

La conformité aux textes para-réglementaires est portée de manière générale par la section 1.7.1 du Rapport De Sûreté.

##### **4.3.2.2.1. Règles fondamentales de sûreté**

Sans Objet.

##### **4.3.2.2.2. Directives techniques**

La conformité aux directives techniques de sûreté spécifiquement applicables au système, listées dans le paragraphe 0.3.2, est assurée par :

- Pour la section A.2.7.2, par la conception de l'ensemble de retard du système qui permet de retenir les gaz rares radioactifs par adsorption dynamique sur le charbon actif contenu dans



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.4  
PAGE : 26/29  
STANDARD

les lits à retard du TEG, pendant des durées allant de 40 heures pour le Krypton à 40 jours pour le Xénon, permettant ainsi leur décroissance naturelle avant rejet.

- Pour la section C.4.2.1, par la conception du système TEG et notamment de la boucle de balayage qui est très différente des TEG du parc existant : la présence du recombineur permet de réduire la concentration en hydrogène et en oxygène dans le gaz porteur (azote), autorisant ainsi sa réutilisation pour le balayage. Cette conception présente l'avantage de réduire considérablement les quantités de gaz rejetées par le TEG.
- Pour la section F.1.2.4, par la conception de la boucle de balayage du système associé au recombineur permettant de limiter les concentrations d'hydrogène et d'oxygène dans le circuit afin d'éviter la formation de tout mélange explosif ou inflammable.

#### **4.3.2.2.3. Textes EPR spécifiques**

Sans Objet.

### **4.3.3. Agressions**

#### **4.3.3.1. Agressions internes**

La démonstration de la robustesse de l'installation aux agressions internes relève du sous-chapitre 3.4.

#### **4.3.3.2. Agressions externes**

La démonstration de la robustesse de l'installation aux agressions externes relève du sous-chapitre 3.3.

#### **4.3.4. Diversification**

Le système TEG ne fait pas l'objet d'exigences de diversification.

#### **4.3.5. Radioprotection**

De façon générale, les dispositions de conception de l'installation prises pour limiter l'exposition du personnel au rayonnement et à la contamination due aux produits de fission et de corrosion activés relèvent du chapitre 12.

#### **4.3.6. Fonctionnement, maintenance et accessibilité long terme**

Sans objet.

#### **4.3.7. Système tel que réalisé**

A ce stade de la fabrication, de l'installation et du déroulement des essais, aucun écart n'impacte les requis de sûreté spécifiés dans le Rapport de Sûreté.



## **4.4. ESSAIS, SURVEILLANCE EN EXPLOITATION ET MAINTENANCE**

### **4.4.1. Essais de démarrage**

L'étanchéité des enveloppes mécaniques du système est vérifiée dans le cadre des contrôles de fin de montage.

Par ailleurs, le système TEG fait l'objet d'un programme d'essais de démarrage conformément aux modalités présentées au chapitre 14 permettant notamment de vérifier le respect des critères fonctionnels suivants :

- l'isolement automatique TEG / DWN,
- le contrôle de la manoeuvrabilité à l'ouverture et à la fermeture des vannes d'isolement et des lignes d'exutoire,
- le bon fonctionnement de toutes les stations de régulation vis à vis des pressions et débits attendus,
- l'efficacité de la ligne de retard,
- l'efficacité du recombineur.

Au titre de leur contribution au critère global de fuite de l'enceinte, les tests d'étanchéité des vannes d'isolement enceinte sont décrits dans la section 6.2.5.

### **4.4.2. Surveillance en fonctionnement normal**

La disponibilité des fonctions du système TEG est surveillée dans le cadre de l'exploitation normale. En particulier :

- les temps de retention des Kryptons et des Xétons de respectivement 40 heures et 40 jours sont vérifiés via des tests réguliers : le suivi d'une injection de traceur radioactif (Krypton) permet d'attester de la bonne efficacité des lits à retard du système TEG.
- les taux d'hydrogène et d'oxygène présents dans le circuit sont mesurés en temps réel par les cabinets de mesure placés en amont et en aval du recombineur, permettant de détecter une forte concentration d'hydrogène ou d'oxygène arrivant dans le TEG, ou bien encore un éventuel dysfonctionnement du recombineur.

### **4.4.3. Essais périodiques**

Les parties classées du système TEG font l'objet d'essais périodiques conformément aux chapitre IX des Règles Générales d'Exploitation permettant notamment de vérifier le respect des critères suivants :

- Le contrôle de la manoeuvrabilité à l'ouverture et à la fermeture des vannes d'isolement enceinte,
- Le contrôle de la manoeuvrabilité à l'ouverture et à la fermeture des vannes d'exutoire vers le système EBA,



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1  
SECTION : 11.1.4  
PAGE : 28/29  
STANDARD

- Le contrôle de la manoeuvrabilité à l'ouverture et à la fermeture de la vanne d'isolement TEG/DWN.

Au titre de leur contribution au critère global de fuite de l'enceinte, les tests d'étanchéité des vannes d'isolement enceinte sont décrits dans la section 6.2.5.

#### **4.4.4. Maintenance**

Le système TEG fait l'objet d'un programme de maintenance conformément au chapitre VIII des RGE.

## **5. SCHÉMA DE PRINCIPE**

Le schéma simplifié du système TEG est présenté en 11.1.4 FIG 1.

Les schémas de principe du système TEG sont présentés en 11.1.4 FIG 2.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1

SECTION : 11.1.4

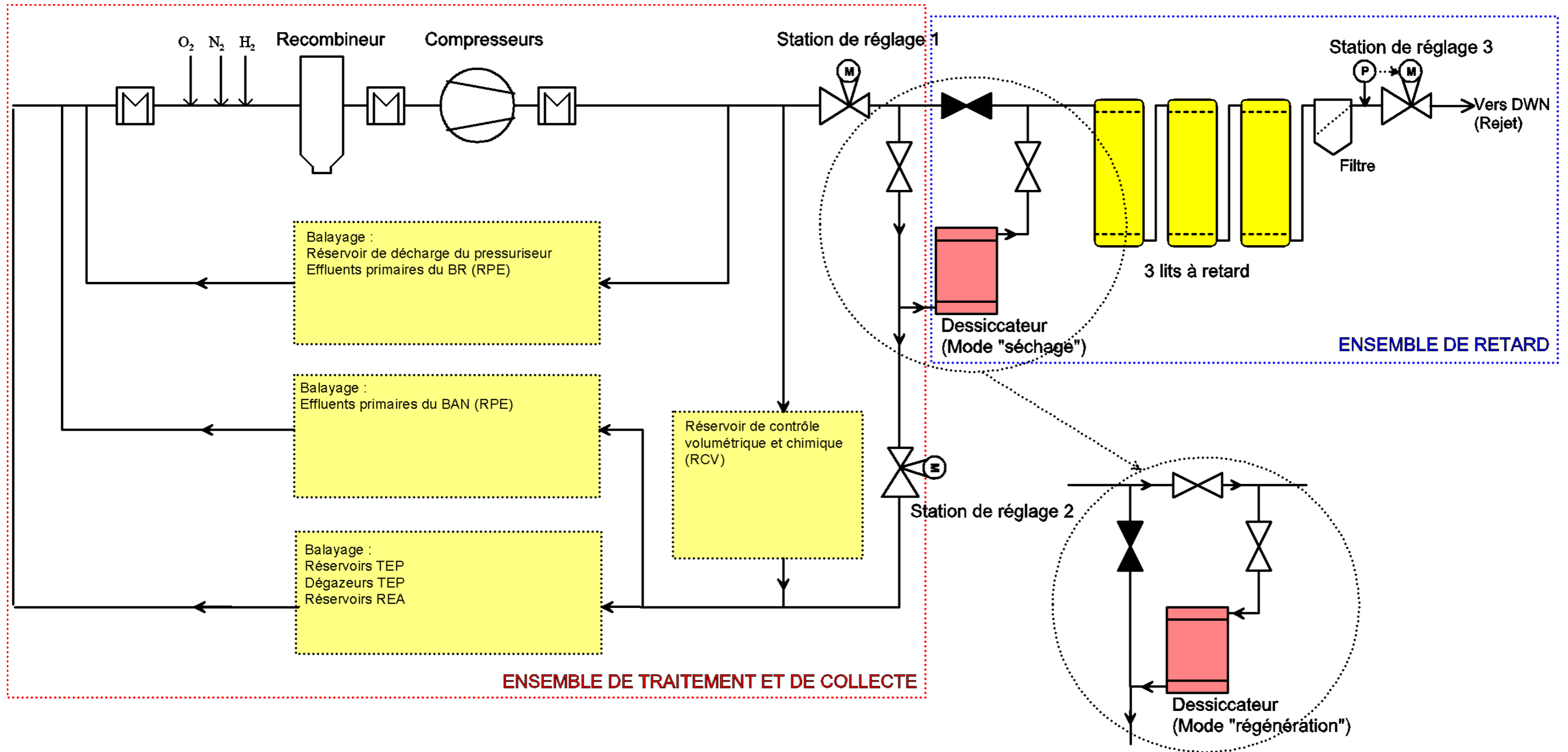
PAGE : 29/29

STANDARD

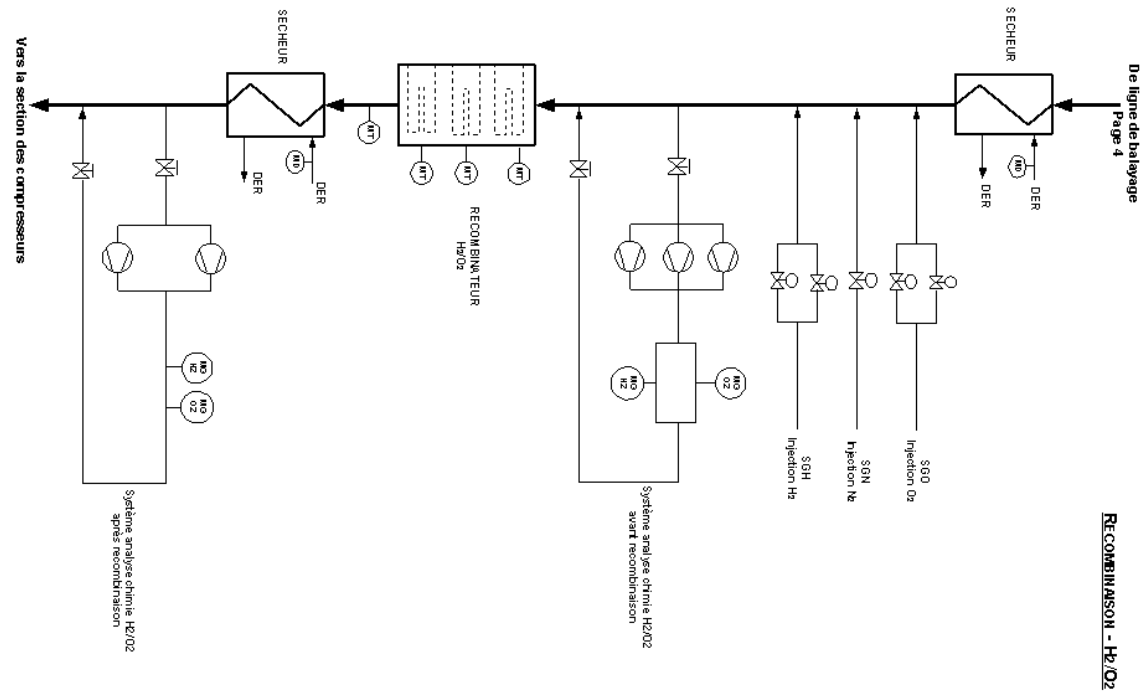
**LISTE DE RÉFÉRENCES**

- [1] ECECS140109 A : Note de justification du dimensionnement du recombineur et de la ligne de retard du système TEG

11.1.4 FIG 1 : SCHÉMA SIMPLIFIÉ DU SYSTÈME TEG



11.1.4 FIG 2 : SCHÉMA DE PRINCIPE DU TEG





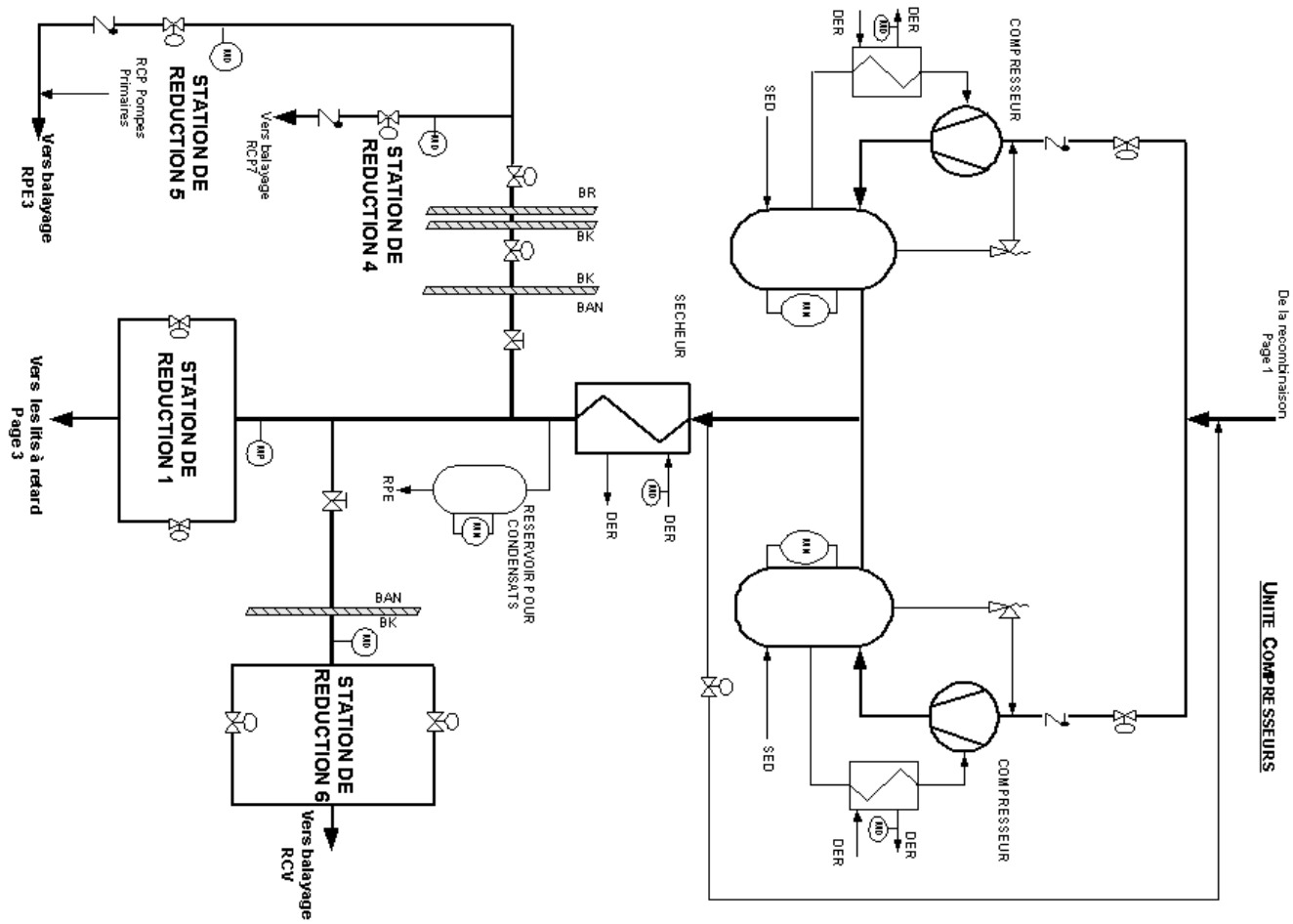
**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1

SECTION : 11.1.4

FIGURE : 2  
PAGE : 2/4

STANDARD







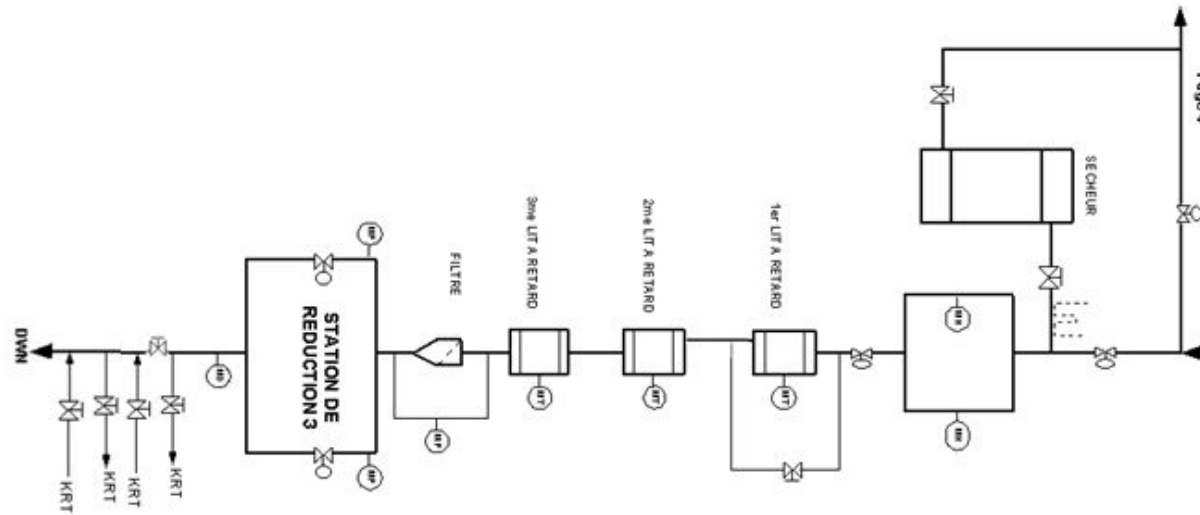
**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1

SECTION : 11.1.4

FIGURE : 2  
PAGE : 3/4

STANDARD





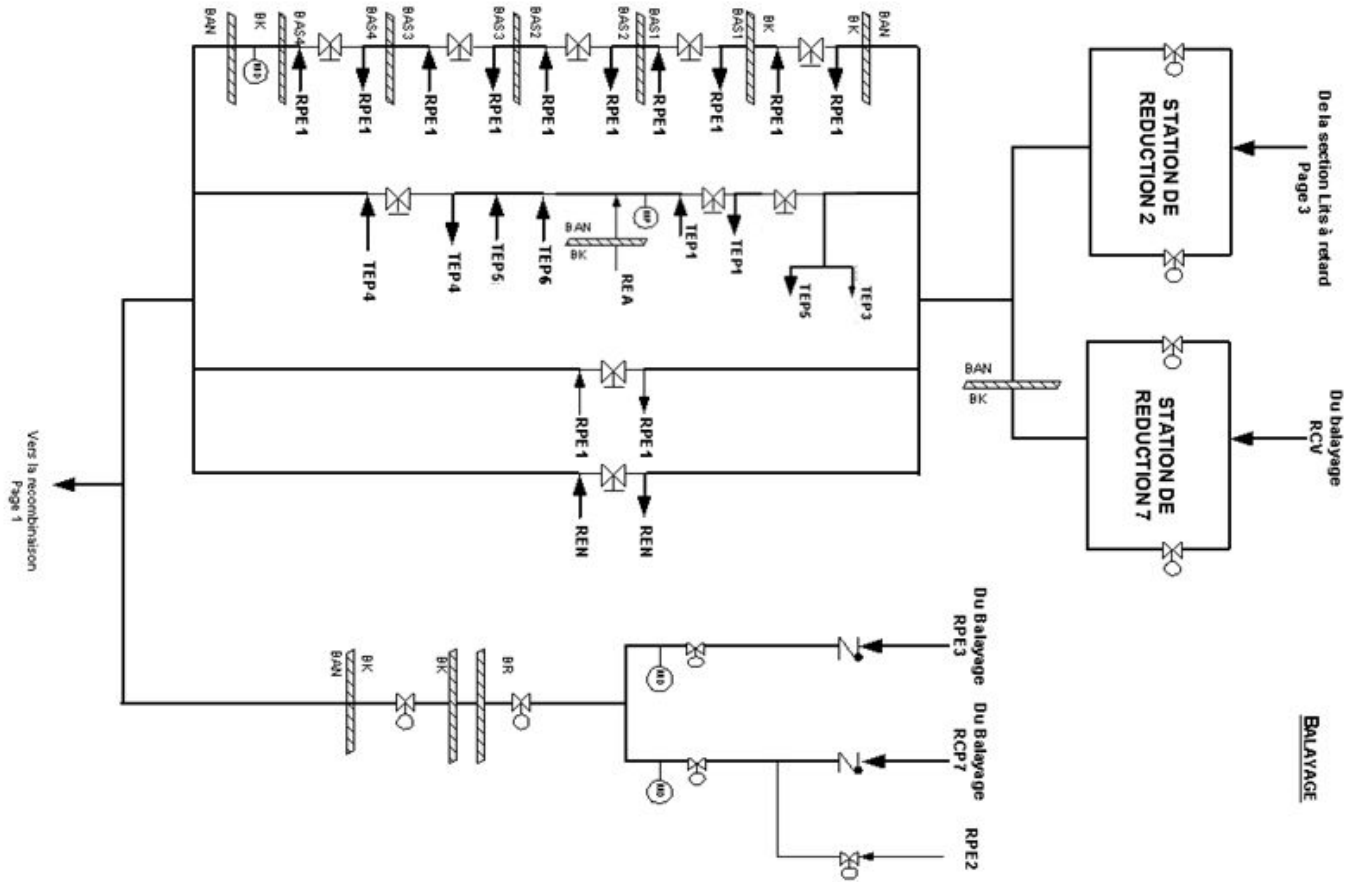
**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 11.1

SECTION : 11.1.4

FIGURE : 2  
PAGE : 4/4

STANDARD





## **SOMMAIRE CHAPITRE 12**

### **12 - RADIOPROTECTION**

**12.0 - EXIGENCES DE RADIOPROTECTION**

**12.1 - DÉMARCHE DE RADIOPROTECTION**

**12.2 - DÉFINITION DES SOURCES RADIOACTIVES DU CIRCUIT PRIMAIRE**

**12.3 - MOYENS MIS EN ŒUVRE POUR LA RADIOPROTECTION**

**12.4 - PRÉVISIONNEL DOSIMÉTRIQUE**

**12.5 - ACCESSIBILITÉ POST-ACCIDENTELLE**

**12.6 - GESTION DU TRANSPORT DES SOURCES RADIOACTIVES NÉCESSAIRES AU  
FONCTIONNEMENT DE L'INSTALLATION**

**12.7 - MAÎTRISE DES TRANSPORTS INTERNES DE MARCHANDISES DANGEREUSES**



## SOMMAIRE

<b>12.5.ACCESSIBILITÉ POST-ACCIDENTELLE .....</b>	<b>3</b>
<b>1. TEXTES RÉGLEMENTAIRES.....</b>	<b>3</b>
<b>1.1. SITUATION D'URGENCE RADIOLOGIQUE.....</b>	<b>3</b>
<b>1.2. SITUATION D'EXPOSITION DURABLE.....</b>	<b>3</b>
<b>2. BESOINS D'ACCÈS.....</b>	<b>4</b>
<b>3. CONCLUSION SUR L'ACCESSIBILITÉ EN SITUATION POST-ACCIDENTELLE LONG TERME.....</b>	<b>4</b>
<b>LISTE DE RÉFÉRENCES .....</b>	<b>5</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 12.5

SECTION : -

PAGE : 2/5

STANDARD

**TABLEAUX :**

12.5 TAB 1 [ ]



## 12.5. ACCESSIBILITÉ POST-ACCIDENTELLE

L'objet de ce sous-chapitre est de définir les systèmes et composants pour lesquels l'accès est requis en situation post-accidentelle pour le maintien en état sûr de la tranche à long terme et de préciser les conditions d'accessibilité.

L'accessibilité post-accidentelle est définie au préalable, selon la catégorie d'accident considérée, pour les systèmes qui permettent de maintenir l'installation dans un état sûr dans la phase à long terme (plus d'un an), y compris ceux qui assurent le refroidissement de la piscine du combustible.

### 1. TEXTES RÉGLEMENTAIRES

#### 1.1. SITUATION D'URGENCE RADIOLOGIQUE

Le cadre réglementaire (voir aussi sous-chapitre 12.0) qui précise les conditions d'intervention en situation d'urgence radiologique est défini dans les articles R.1333-75 à R.1333-92 « Situations d'urgence radiologique et d'exposition durable aux rayonnements ionisants » du code de la santé publique :

- Interventions en situation d'urgence radiologique : art. R.1333-75 à R.1333-82.
- Intervenants en situation d'urgence radiologique : art. R.1333-83 à R.1333-88.
- Interventions en cas d'exposition durable : art. R.1333-89 à R.1333-92.

Les interventions réalisées en **situation d'urgence radiologique** sont requises pour prévenir un événement pouvant porter atteinte à la santé publique ou à l'environnement. Les intervenants techniques aptes à accéder à l'îlot nucléaire doivent appartenir au **groupe 1** défini dans l'article R.1333-86 du code de la santé publique. Dans ce cas particulier, et en tenant compte des expositions antérieures, les **niveaux d'exposition** sont tels que la dose efficace ne doit pas dépasser :

- 100 mSv pendant la durée des missions relevant de leurs compétences,
- 300 mSv pour des interventions relevant de la protection des personnes,
- 1 Sv sur une vie entière.

#### 1.2. SITUATION D'EXPOSITION DURABLE

- L'accessibilité en phase post-accidentelle à long terme entre dans le cadre des **expositions durables** et les articles D.4152-4 à D.4152-7 ; D.4153-33 à D.4153-34 ; D.4154-1 ; R.4451-1 à R.4457-14 du code du travail s'appliquent. Dans ce cas, les **niveaux d'exposition** sont (cf. sous-chapitre 12.0):
  - **20 mSv** sur 12 mois consécutifs,
  - si l'autorisation spéciale mentionnée dans l'article R-4451-14 du code du travail est obtenue et dans ce cas précis, un dépassement des valeurs limites d'exposition est autorisé et la limite annuelle d'exposition est portée à **40 mSv**.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 12.5

SECTION : -

PAGE : 4/5

STANDARD

## 2. BESOINS D'ACCÈS

Une liste des besoins d'accès en phase post-accidentelle a été définie [1] sur la base de situations enveloppes dans lesquelles le terme source est modifié. Elle couvre l'ensemble des situations accidentelles requérant un accès à long terme.

Cette liste est donnée dans le tableau 12.5 TAB 1, elle résulte d'une analyse réalisée sur la base des éléments suivants :

- définition des systèmes utilisés dans la phase à long terme (un an environ) d'une situation post-accidentelle et parmi eux, ceux dont le fonctionnement est absolument nécessaire, c'est à dire les systèmes utilisés pour maintenir d'une part l'installation dans un état stable suite à un accident et d'autre part pour assurer le refroidissement de la piscine d'entreposage du combustible,
- définition des composants de ces systèmes qui nécessiteraient une opération de maintenance pendant la phase post-accidentelle,
- définition des conditions les plus défavorables dans lesquelles doit être réalisée une intervention :
  - absence de fusion du cœur (PCC 4),
  - ou accidents de fusion du cœur (Accident Grave),
- définition des opérations à effectuer avant l'accès afin de préparer une intervention.

## 3. CONCLUSION SUR L'ACCESSIBILITÉ EN SITUATION POST-ACCIDENTELLE LONG TERME

[ ] sont accessibles pour maintenance et réparation 1 an après l'accident grave ou l'APRP PCC 4 dans le respect de la réglementation [1]. L'analyse des accès aux matériels pour maintenance en situation post-accidentelle est faite sur la base d'une dose totale pouvant être reçue par un opérateur de 40 mSv (situation d'exposition durable). Les délais impartis aux opérateurs resteront limités et des rotations pourront être envisagées afin de limiter l'exposition de chaque travailleur. Par ailleurs, avant toute opération de maintenance et préalablement à l'accès des opérateurs dans les locaux, des mesures de débit de dose seront réalisées en utilisant des moyens robotisés. Il est à noter que les situations étudiées ont une probabilité d'occurrence comprise entre  $10^{-4}$  et  $10^{-6}$  par année réacteur pour l'APRP PCC 4 et inférieure à  $10^{-6}$  pour l'accident grave.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 12.5

SECTION : -

PAGE : 5/5

STANDARD

**LISTE DE RÉFÉRENCES**

- [1] FA3-ELY-2017-FR-0009 Ind. A – Accessibilité aux BAS, BK en situation post-accidentelle (AG et PCC4) long terme





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 12.5  
SECTION : -  
TABLEAU : 1  
PAGE : 1/1  
STANDARD

12.5 TAB 1 : [ ]



## **SOMMAIRE CHAPITRE 13**

### **13 - CONDUITE DE LA TRANCHE**

#### **13.1 - INTRODUCTION**

#### **13.2 - PRINCIPES D'EXPLOITATION**

#### **13.3 - PRINCIPES DE CONDUITE INCIDENTELLE ACCIDENTELLE**

#### **13.4 - PRINCIPES DE CONDUITE EN ACCIDENT GRAVE**

#### **13.5 - ÉTUDE DE DIMENSIONNEMENT DU PUI**



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 13.1  
SECTION : -  
PAGE : 1/3  
STANDARD

**SOMMAIRE**

**13. CONDUITE DE LA TRANCHE..... 3**  
**13.1.INTRODUCTION ..... 3**



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 13.1

SECTION : -

PAGE : 2/3

STANDARD



## **13. CONDUITE DE LA TRANCHE**

### **13.1. INTRODUCTION**

La centrale doit être exploitée de manière sûre dans les situations normales de production d'électricité et en situation accidentelle. Pour cela, compte tenu d'exigences ou de contraintes à satisfaire, différentes selon les diverses situations, et pour faciliter la mise en œuvre des moyens et organisations correspondants, la conduite de la tranche a été différenciée en conduite normale, conduite en incident/accident et conduite en accident grave.

À ces différentes « conduites » sont associées des procédures de conduite adaptées présentées au sous-chapitre 13.3 sous l'aspect IHM.

La conduite normale, présentée à la section 13.2.1, couvre principalement les situations de production d'électricité et les transitoires d'arrêt et de démarrage de la centrale.

Elle permet la mise en œuvre des principes de maintenance préventive présentés à la section 13.2.2, en particulier ceux, relatifs à la réalisation de la maintenance de la tranche en puissance, qui permettent l'optimisation de la durée des arrêts de tranche.

La conduite en incident ou en accident, présentée au sous-chapitre 13.3, couvre les incidents et les accidents pris en compte dans la démonstration de sûreté et relatifs aux conditions PCC-2 à PCC-4 et aux conditions RRC-A. Elle est conçue sur la base d'une approche par état de l'installation.

La conduite en accident grave est présentée au sous-chapitre 13.4.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOMMAIRE  
SOUS-CHAP : 13.2

**SOMMAIRE SOUS CHAPITRE 13.2**

**13.2 - PRINCIPES D'EXPLOITATION**

**13.2.1 - PRINCIPES DE CONDUITE NORMALE**

**13.2.2 - PRINCIPES DE MAINTENANCE PRÉVENTIVE**



## SOMMAIRE

<b>13.2.2.PRINCIPES DE MAINTENANCE PRÉVENTIVE .....</b>	<b>3</b>
<b>0. EXIGENCES DE SÛRETÉ.....</b>	<b>3</b>
<b>0.1. OBJECTIFS ET DÉFINITION .....</b>	<b>3</b>
<b>0.2. CADRE RÉGLEMENTAIRE.....</b>	<b>3</b>
<b>0.3. EXIGENCES RÉSULTANT DE L'APPROCHE DÉTERMINISTE DE SÛRETÉ ...</b>	<b>3</b>
<b>0.4. EXIGENCES RÉSULTANT DE L'APPROCHE RADIOPROTECTION.....</b>	<b>4</b>
<b>1. DÉFINITION DE LA MAINTENANCE PRÉVENTIVE .....</b>	<b>4</b>
<b>1.1. OBJECTIFS DE LA MAINTENANCE PRÉVENTIVE.....</b>	<b>4</b>
<b>1.2. OBJECTIFS LIÉS À LA MAINTENANCE PRÉVENTIVE.....</b>	<b>5</b>
<b>2. CHOIX DE MAINTENANCE PRÉVENTIVE.....</b>	<b>6</b>
<b>2.1. STRATÉGIE DE MAINTENANCE .....</b>	<b>6</b>
<b>2.2. INDISPONIBILISATIONS POUR MAINTENANCE PRÉVENTIVE .....</b>	<b>6</b>
<b>2.3. MISE EN OEUVRE DE LA MAINTENANCE PRÉVENTIVE DES SYSTÈMES... </b>	<b>8</b>
<b>3. PRISE EN COMPTE DE LA MAINTENANCE PRÉVENTIVE EN PHASE DE</b>	
<b>CONCEPTION .....</b>	<b>11</b>
<b>3.1. EXIGENCES SUR LA CONCEPTION .....</b>	<b>11</b>
<b>3.2. PROGRAMME DE MAINTENANCE .....</b>	<b>11</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 13.2

SECTION : 13.2.2

PAGE : 2/12

STANDARD





## **13.2.2.PRINCIPES DE MAINTENANCE PRÉVENTIVE**

### **0. EXIGENCES DE SÛRETÉ**

#### **0.1. OBJECTIFS ET DÉFINITION**

La maintenance préventive comprend les contrôles, les essais, les entretiens, les réparations et les remplacements destinés à réduire la fréquence et l'incidence des défaillances d'un matériel. Ces opérations induisent une indisponibilité programmée des matériels pour entretien, indépendamment de l'occurrence des défaillances durant le fonctionnement de la tranche ou en arrêt.

La maintenance préventive sera considérée de manière appropriée dans les analyses de sûreté.

#### **0.2. CADRE RÉGLEMENTAIRE**

Les « Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression » (voir les directives techniques de la section 1.7.1), adoptées pendant les réunions plénières du GPR et des experts allemands, au chapitre C.2.1 (critère de défaillance unique et maintenance préventive), traitent des prescriptions liées à la maintenance préventive. Par ailleurs, les principes de maintenance préventive doivent être cohérents avec les chapitres C.2.2 (Etudes Probabilistes de Sûreté et diversification), C.3 (Facteurs Humains), C.4 (Radioprotection des travailleurs et du public) et D.2.1 (Règles d'analyses de sûreté).

#### **0.3. EXIGENCES RÉSULTANT DE L'APPROCHE DÉTERMINISTE DE SÛRETÉ**

La fonction assurée par un matériel mis hors service pour maintenance préventive est considérée comme indisponible. Si la nature de la maintenance préventive est telle que le système peut être remis dans un état opérationnel dans un délai approprié permettant la réalisation de la fonction de sûreté en cas de demande, la partie du système peut être considérée comme disponible.

En ce qui concerne les analyses de sûreté des événements PCC, RRC-A ou des situations d'accident grave ainsi que des agressions internes, l'indisponibilité du système inhérente à la maintenance préventive et les hypothèses associées des analyses de sûreté à appliquer sont développées respectivement au sous-chapitre 15.0, et sections 19.1.0, 19.2.0 et 3.4.0 du Rapport de Sûreté (RDS).

Les essais périodiques RGE, sauf cas particulier justifié, sont conçus pour ne pas rendre indisponibles les fonctions de sûreté testées.



## **0.4. EXIGENCES RÉSULTANT DE L'APPROCHE RADIOPROTECTION**

Les conditions de réalisation de la maintenance préventive devront prendre en compte les dispositions de radioprotection définies au chapitre 12 du RDS.

### **1. DÉFINITION DE LA MAINTENANCE PRÉVENTIVE**

#### **1.1. OBJECTIFS DE LA MAINTENANCE PRÉVENTIVE**

Par définition, la maintenance est l'ensemble de toutes les actions techniques, administratives et de management durant le cycle de vie d'un bien, destinées à le maintenir ou à le rétablir dans un état dans lequel il peut accomplir la fonction requise. La maintenance préventive est l'ensemble des actions effectuées sur un matériel en vue d'en réduire la probabilité de défaillance.

Le but d'un tel processus est de garantir, sur la durée de vie de l'installation, la réalisation des objectifs de sûreté, de disponibilité et de coûts tout en se conformant aux règles de protection de l'environnement, de sécurité du personnel, de radioprotection et aux autres réglementations en vigueur :

- Le niveau de sûreté considéré en phase d'étude de conception est garanti en maintenant la fiabilité du matériel au niveau requis.
- La disponibilité de l'installation est optimisée à travers :
  - la réalisation d'une partie de la maintenance préventive tranche en puissance en cohérence avec les hypothèses des analyses de sûreté,
  - l'optimisation de la durée des arrêts de tranche afin de diminuer l'indisponibilité programmée,
  - l'amélioration de la fiabilité et la redondance des systèmes et équipements, et la diminution de la durée des interventions de maintenance corrective afin de diminuer l'indisponibilité fortuite.
- Les coûts de la maintenance sont maîtrisés :
  - en intégrant à la conception le retour d'expérience d'exploitation français et allemand,
  - en augmentant la disponibilité des systèmes et équipements,
  - en optimisant la maintenabilité des systèmes et équipements,
  - en définissant la maintenance adéquate à chaque matériel (systématique, conditionnelle, conditionnelle par utilisation d'appareils témoins).

Des essais de requalification sont réalisés à la fin de toute intervention de maintenance. Les essais de requalification après intervention de maintenance préventive sur un matériel permettent de vérifier qu'il a conservé les performances qu'il avait avant l'intervention de maintenance préventive. Par conséquent, ils suffisent pour prononcer la disponibilité du matériel après une intervention de maintenance.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 13.2  
SECTION : 13.2.2  
PAGE : 5/12  
STANDARD

Les essais et les critères à vérifier sont propres à l'intervention effectuée. Ces essais comprennent généralement deux parties complémentaires :

- la requalification intrinsèque (toujours exigée) : Elle se rapporte à la vérification des performances propres au matériel qui a fait l'objet de l'intervention.
- la requalification fonctionnelle : Elle porte sur le matériel dans son environnement, sous-ensemble fonctionnel et circuit comprenant le matériel. Elle est réalisée dans une configuration courante d'exploitation ou représentative de celle-ci.

Pour les activités de maintenance préventive réalisées tranche en puissance, la cohérence entre les moyens et contenus de requalification et l'activité de maintenance doit être recherchée. A ce titre, le niveau de maintenance préventive réalisée en puissance est adapté aux possibilités de requalification offertes par l'installation. De même, le contenu de la requalification est adapté au niveau des opérations de maintenance réalisées.

## **1.2. OBJECTIFS LIÉS À LA MAINTENANCE PRÉVENTIVE**

Les principes de maintenance préventive tiennent compte :

- des objectifs des Etudes Probabilistes de Sûreté (EPS) de réduction de la fréquence de fusion du cœur et de rejets (voir chapitre 18),
- des objectifs de dosimétrie (inférieure à 0,35 H.Sv/an),
- des objectifs définis en terme de maîtrise des coûts de maintenance,
- de l'objectif global de disponibilité de 91,1% pour une durée de cycle de 18 mois, sur une durée de vie de la tranche de 60 ans, qui se décline en sous-objectifs suivants :
  - indisponibilité fortuite inférieure à 2%,
  - arrêt pour rechargement et visite partielle en 16 jours,
  - arrêt pour simple rechargement en 11 jours,
  - visite décennale pour révision complète en 40 jours.

Ces sous-objectifs se traduisent par des exigences de conception définies dans le paragraphe 3.1. L'atteinte des objectifs de durée d'arrêt s'appuie sur les hypothèses suivantes :

- la limitation des activités de maintenance pendant les arrêts de tranche, par la réalisation de maintenance préventive tranche en fonctionnement (voir paragraphe 2.3 pour sa mise en œuvre) : La réalisation de la maintenance préventive en puissance sur les systèmes de sauvegarde est possible grâce à la conception de l'EPR à quatre trains notamment.
- la possibilité d'accéder au BR en puissance pour les interventions de préparation de l'arrêt de tranche (pont polaire, machine de chargement...) et de repli en fin d'arrêt, ainsi que pour certaines interventions de maintenance préventive durant le cycle,
- la limitation du nombre d'essais périodiques au redémarrage et leur impact sur le chemin critique du redémarrage.



## **2. CHOIX DE MAINTENANCE PRÉVENTIVE**

### **2.1. STRATÉGIE DE MAINTENANCE**

Une stratégie de maintenance adaptée à l'EPR permet d'assurer une exploitation sûre de l'installation ayant la confiance du public, et d'atteindre une performance économique par l'obtention d'une excellente disponibilité et la maîtrise des coûts de maintenance.

La qualité de la conception et de la réalisation (fabrication et montage) doit permettre de limiter les écarts constatés entre l'état de fin de réalisation et le référentiel de sûreté défini à la conception. Pour cela, on mettra en œuvre une démarche s'inspirant de la démarche « Conformité », développé sur le Parc Nucléaire français, pour corriger tous les écarts jugés critiques et dont le maintien conduirait à prévoir un programme supplémentaire de Surveillance en Service.

La stratégie de maintenance mise en œuvre pour l'EPR est conforme à la stratégie déjà en vigueur sur les CNPE français en exploitation, mais intégrée dès la conception.

Les opérations de maintenance préventive sont décrites dans les programmes de maintenance. L'élaboration des programmes de maintenance s'appuie sur une méthodologie qui permet :

- de classer les différents matériels en fonction de leur importance fonctionnelle, de l'intensité du cycle de fonctionnement, et de l'ambiance de fonctionnement,
- de prendre en compte les programmes standards des tâches de maintenance et de surveillance associés à une famille de matériels,
- d'ajuster les programmes de maintenance en fonction du retour d'expérience et du suivi des matériels.

L'objectif est d'optimiser les programmes de maintenance sur des matériels déclarés sensibles vis-à-vis de la sûreté (Eléments Importants pour la Protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement) et/ou de la disponibilité et/ou de la maintenance. Pour les matériels considérés non sensibles, la maintenance préventive se limitera aux petites interventions telles que le petit entretien et le graissage indispensables à leur bon fonctionnement. Sur ces matériels, il est fondé d'attendre la défaillance avant d'intervenir. Bien évidemment, la maintenance doit prendre en compte également toutes les prescriptions réglementaires.

Des études technico-économiques sont réalisées afin d'optimiser le choix entre la maintenance préventive systématique et la maintenance préventive conditionnelle.

En conclusion, la stratégie de maintenance contribue à l'atteinte de l'objectif de disponibilité de la tranche et au maintien de son niveau de sûreté tout en maîtrisant les coûts de la maintenance.

### **2.2. INDISPONIBILISATIONS POUR MAINTENANCE PRÉVENTIVE**

En raison de la conception de l'EPR disposant de quatre trains de sauvegarde, une partie de la maintenance préventive sera réalisée tranche en puissance. Ceci permet d'alléger la charge de travail lors des arrêts de tranche et de respecter les objectifs de durée d'arrêt de tranche cités au paragraphe 1.2.

Les opérations de maintenance préventive doivent être réalisées en conformité avec les Règles Générales d'Exploitation (RGE) afin de respecter les hypothèses des études de sûreté.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 13.2

SECTION : 13.2.2

PAGE : 7/12

STANDARD

Les indisponibilités dues à la maintenance préventive tranche en puissance ne doivent pas induire une part importante de la fréquence globale de fusion du cœur. L'acceptabilité de durées d'indisponibilité générées par la maintenance préventive est validée au travers des études EPS.

Une Etude Probabiliste de Sûreté (EPS) de l'EPR intégrant des durées d'indisponibilité annuelle pour les trains de sauvegarde pour maintenance préventive tranche en puissance a été réalisée. Le risque de fusion du cœur obtenu avec ce scénario respecte les exigences de sûreté. Les études probabilistes de sûreté sont détaillées dans le chapitre 18.

Tranche en puissance, la maintenance préventive n'est envisagée sur un système de sûreté qu'aux 9 conditions suivantes :

1. Les équipements sont isolables du process tranche en puissance.
2. Les activités de maintenance conduisant à l'indisponibilité d'un équipement classé F1 ou F2, sont prises en compte dans les études PCC 2 à 4 faisant appel à ces systèmes. Les règles de conception des conditions de fonctionnement PCC 2 à 4 demandent le cumul de l'indisponibilité provoquée par l'activité de maintenance, de la défaillance unique, et de la perte des alimentations électriques externes au moment le plus défavorable.
3. Les activités de maintenance considérées en puissance ne remettent pas en cause les exigences de confinement radioactif de l'enceinte énoncées au sous-chapitre 6.2 du RDS.
4. Les indisponibilités dues à la maintenance préventive ne doivent pas induire une part importante de la fréquence globale de fusion du cœur. L'acceptabilité des durées d'indisponibilité générées par la maintenance préventive est validée au travers des études EPS.
5. Les dispositions constructives doivent être prises au stade de la conception de manière à réduire les risques induits par les erreurs humaines pendant les interventions de maintenance.
6. Les règles de cumul d'indisponibilités programmées doivent être prescrites par les STE. Les scénarios de cumuls prévus seront identifiés et seront validés :
  - a. par une analyse déterministe (voir condition de réalisation N°2) en vérifiant en particulier les activités qui devraient constituer un ensemble cohérent de condamnation entre fonctions de sûreté et fonctions support,
  - b. par une analyse probabiliste pour en évaluer l'impact sur la fréquence globale de fusion, si besoin.
7. L'équipement doit être accessible et son environnement doit permettre sa maintenance préventive en puissance (espace, logistique ...), incluant une visite complète ou un échange standard. L'activité de maintenance ne doit pas conduire à un risque d'agression susceptible d'entraîner :
  - un initiateur de transitoire accidentel,
  - la dégradation d'équipements dans l'environnement de l'intervention de maintenance.
8. Les réalimentations électriques mises en place pendant les activités de maintenance en puissance ne mettent pas en danger la sélectivité des protections électriques.
9. Tout équipement qui a fait l'objet d'activité de maintenance et dont la disponibilité est potentiellement affectée par l'intervention sera requalifié afin de prononcer sa disponibilité.

La maintenance préventive ne peut être réalisée tranche en puissance que sur un seul train à la fois. Elle est prévue pour les systèmes RRI, SEC, RIS, ASG, LHP/Q/R/S, DEL, SRU, EVU et LJP/S.

Pour les autres systèmes, la maintenance préventive pourra être réalisée dans les états où les prescriptions des spécifications techniques d'exploitation l'autorisent.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 13.2  
SECTION : 13.2.2  
PAGE : 8/12  
STANDARD

### **2.3. MISE EN OEUVRE DE LA MAINTENANCE PRÉVENTIVE DES SYSTÈMES**

La présente section traite des principales caractéristiques de la maintenance préventive des systèmes élémentaires.

Sur la base de la conception des différents systèmes et matériels, les principales conclusions suivantes ont été établies (liste non exhaustive) :

- pour les systèmes du bâtiment combustible :
  - PTR : La maintenance préventive du système PTR (refroidissement de la piscine de désactivation) peut être réalisée tranche en puissance. Les interventions de maintenance ne peuvent être réalisées uniquement que sur un train à la fois.
  - DWK : En ce qui concerne la ventilation du bâtiment combustible, la maintenance préventive est programmée tranche en puissance, en dehors des périodes de manutention combustible, pendant lesquelles elle est requise.

- Pour les systèmes situés hors bâtiment réacteur, et lorsque ceci est permis par la conception et les exigences de sûreté, la maintenance préventive sera réalisée tranche en puissance. La maintenance est réalisée sur un train de sauvegarde à la fois.
  - RIS - Injection de sécurité et évacuation de puissance résiduelle : la conception du RIS/MP et du RIS/BP à quatre trains rend possible la réalisation de la maintenance préventive tranche en puissance.
  - ASG - Alimentation de secours des générateurs de vapeur : la conception de l'ASG à quatre trains rend possible la réalisation de la maintenance préventive tranche en puissance.

En cas d'accident, le GV du train en maintenance peut être alimenté par tout autre train, ce qui permet de respecter le critère de défaillance unique même en cas d'isolement d'un GV rupté. De même, un barillet passif est utilisé à l'aspiration de chaque pompe ASG afin de permettre l'utilisation de l'inventaire complet de l'ensemble des réservoirs.

- RRI - circuit de refroidissement intermédiaire : la maintenance d'un train RIS étant possible tranche en puissance, la mise en indisponibilité pour maintenance préventive d'un train RRI est également permise. Elle peut être réalisée en parallèle de celle du RIS du même train.

Les systèmes qui doivent être refroidis en permanence par le RRI sont alimentés par des tronçons communs qui restent alimentés par le train RRI disponible.

- SEC – eau brute secourue : La maintenance préventive du SEC indisponibilise le RRI du même train. Sa conception à quatre trains permet de réaliser la maintenance préventive sur un train. Elle est réalisée en même temps que celle du RRI du train. Le SEC du train concerné peut rester alimenté si nécessaire par la banalisation.
- SRU – source froide ultime : La maintenance préventive du SRU est effectuée train par train, tranche en puissance. Elle indisponibilise l'EVU et de plus pour la file 1, la troisième file PTR.
- EVU – évacuation de puissance de l'enceinte : La maintenance préventive de l'EVU est possible tranche en puissance et peut être réalisée en parallèle de celle du SRU.
- LHP/Q/R/S - Diesels principaux de secours : La maintenance des diesels est réalisée tranche en puissance. La conception à quatre trains permet d'indisponibiliser un diesel en respect des exigences déterministes de sûreté. Les interconnexions électriques sont mises en place durant cette maintenance.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 13.2  
SECTION : 13.2.2  
PAGE : 9/12  
STANDARD

- tableaux électriques : La maintenance et notamment les contrôles réglementaires sous tension des tableaux sont possibles tranche en puissance. La maintenance avec coupure sur un certain nombre de tableaux est également possible. Les tableaux de contrôle et de protection ne sont pas coupés tranche en puissance ainsi que les fonctions essentielles telles que l'isolement du circuit primaire et du confinement, l'isolement et la décharge du GV. Ils sont réalimentés par les interconnexions de la division voisine prévues à cet usage lors de la maintenance sur les diesels principaux notamment. Les organes d'isolement enceinte sont également réalimentés par une interconnexion.
- LJP/S – diesels d'ultime secours : La maintenance préventive de ces diesels est possible tranche en puissance.
- DVL - ventilations des zones non-contrôlées des BAS : Chacune des quatre divisions est ventilée par un train DVL refroidi par DEL. Par ailleurs, deux trains DVL dits de maintenance, refroidis par DER, et communs à deux divisions électriques, assurent la ventilation durant les phases de maintenance préventive sur un train DVL. La maintenance préventive sur les trains DVL pourra être réalisée tranche en puissance. Par ailleurs, elle doit être réalisée dans certaines conditions de température extérieure afin de limiter les conséquences en cas de défaillance, le DER n'étant pas secouru par diesel.
- DEL - circuit de production et de distribution d'eau glacée de sûreté : Puisque la maintenance préventive est autorisée tranche en puissance sur les systèmes DVL, cette maintenance est également possible sur le DEL qui le refroidit. La conception des autres refroidissement assurés par le DEL tels que le DCL, autorise l'indisponibilisation d'un train DEL.

La maintenance préventive d'un train DEL pourra être réalisée en même temps que celle du DVL.

- DCL - ventilation de la salle de commande principale : La conception du DCL rend possible la réalisation de la maintenance préventive d'une file de conditionnement tranche en puissance. La maintenance d'une file ou des batteries froides d'un train pourra être réalisée en même temps que celle du DEL concerné.
- isolement de l'enceinte sous conditions spécifiques :

Généralement, la maintenance préventive tranche en puissance n'est pas possible sur les moyens d'isolement eux-mêmes de par leur fonction pour le process ou la sauvegarde.

Sous certaines conditions, la maintenance préventive sur une vanne d'isolement peut être envisagée tranche en puissance notamment si l'autre vanne peut être verrouillée en position fermée pendant cette maintenance et si la fonction ou partie de fonction à laquelle elle contribue n'est requise tranche en puissance ni pour la sûreté, ni pour le fonctionnement normal de la tranche.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 13.2  
SECTION : 13.2.2  
PAGE : 10/12  
STANDARD

En conformité avec les exigences de sûreté et de conduite, la maintenance préventive de nombreux systèmes et équipements ne peut être réalisée que lors des arrêts. Ceci est vrai pour :

- le circuit primaire et ses lignes connectées et notamment la robinetterie en génératrice inférieure,
- les parties secondaires des GV et les équipements connectés d'isolement vapeur ou de décharge à l'atmosphère,
- la mise en dépression de l'espace entre-enceinte,
- la maintenance des équipements en limite des consignations nécessaires pour la maintenance tranche en puissance ne peut être réalisée qu'en arrêt,
- les parties de systèmes non requalifiables tranche en puissance,
- les travaux de maintenance préventive avec coupure sur les jeux de barres et appareillages des tableaux électriques notamment de contrôle-commande ne pouvant être coupés tranche en puissance,
- en état d'arrêt pour rechargement (APR), piscine réacteur pleine, les travaux de maintenance et d'inspection sur une division électrique sont possibles, les trois autres divisions restant disponibles,
- réacteur complètement déchargé (RCD), une seconde division peut être condamnée pour intervention de maintenance et inspection : Toutefois, les divisions 1 et 2 ou les divisions 3 et 4 ne doivent pas être condamnées simultanément. En effet, la conception des interconnexions entre divisions et des auxiliaires alimentés par ces divisions de sauvegarde nécessite de respecter cette exigence afin de maintenir la disponibilité des trois trains PTR en permanence.

Ces hypothèses sont prises en compte dans les études probabilistes de sûreté.

- contrôle des tubes de générateur de vapeur : La réalisation des contrôles de tubes GV coté circuit primaire à l'aide de tapes de protection est prévue, à la conception, uniquement cœur complètement déchargé sur les tranches EPR. Durant ces opérations de contrôle, il est prévu de garantir un double isolement entre la piscine de désactivation et la piscine cuve en s'appuyant sur les vannes d'isolement du tube transfert ou les divers batardeaux et portes.

La mise en place de tapes GV cœur chargé n'est pas autorisée sur EPR à ce stade des études.

Sur une période de 60 ans, pour des besoins d'exploitation, la pose de tape GV cœur chargé n'est pas exclue. Un complément de démonstration vis-à-vis du risque de vidange des piscines serait apporté comme condition préalable à la pose des tapes.





### **3. PRISE EN COMPTE DE LA MAINTENANCE PRÉVENTIVE EN PHASE DE CONCEPTION**

#### **3.1. EXIGENCES SUR LA CONCEPTION**

Les exigences sur la conception ont déjà été prises en compte durant la phase de conception de l'EPR afin de répondre aux objectifs de disponibilité en conformité avec les objectifs de sûreté. Celles-ci sont notamment :

- la conception de l'îlot nucléaire à quatre divisions et trains de sauvegarde avec une séparation des quatre divisions mécaniques et électriques, à l'exception de certaines possibilités d'interconnexions électriques facilitant la maintenance préventive à la fois sur les tableaux électriques en arrêt de tranche mais également lors des travaux de maintenance tranche en puissance sur les trains de sauvegarde,
- une zone de manutention et de stockage des matériels adjacente au tampon matériel, extension du confinement du bâtiment réacteur en arrêt,
- deux trains PTR qui assurent le refroidissement du combustible usé stocké dans la piscine du bâtiment combustible : Un troisième train supplémentaire peut secourir ce refroidissement. L'alimentation électrique des trois trains PTR est possible par une interconnexion électrique dédiée lors des coupures de tableaux durant les arrêts de tranche.
- La réalisation de la maintenance côté îlot secondaire est rendue possible tranche en puissance par la redondance de conception de la station de pompage, des motopompes alimentaires APA et des pompes d'extraction CEX notamment.
- Par conception, l'enceinte de confinement de l'EPR est accessible en permanence. Cette conception garantit notamment la possibilité d'intervenir à l'intérieur de l'enceinte du BR durant les 7 jours qui précèdent l'arrêt de tranche et durant les 3 jours qui le succèdent.
- Une conception de la salle des machines qui prend en compte les contraintes rendant possible le remplacement de gros composants.

#### **3.2. PROGRAMME DE MAINTENANCE**

L'optimisation de la maintenance (voir paragraphe 2.1 – stratégie de maintenance) dès la phase de conception permet d'apporter une contribution positive pour l'ensemble des objectifs tels que :

- la sûreté de l'installation et disponibilité de la tranche par une adéquation des activités de maintenance avec les enjeux effectifs des systèmes et matériels,
- l'environnement par une limitation des effluents suite à un programme de maintenance cohérent et optimisé,
- la radioprotection et le facteur humain par une maintenabilité des matériels prise à la conception.

La finalité de la démarche est d'optimiser les programmes de maintenance préventive sur les matériels déclarés sensibles. Ces programmes de maintenance doivent répondre aux objectifs de sûreté définis lors de la conception. En respect de ces objectifs de sûreté, l'optimisation consiste à améliorer la disponibilité tout en maîtrisant les contraintes liées à la maintenance.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 13.2  
SECTION : 13.2.2  
PAGE : 12/12  
STANDARD

Au stade des études détaillées de conception, des ajustements peuvent intervenir principalement au niveau du choix de la technologie des matériels (en rendant possibles les échanges standard sur les matériels sensibles), sur les systèmes (en améliorant la maintenabilité afin de limiter les durées d'intervention), sur l'instrumentation (en permettant la surveillance des matériels afin de limiter les interventions lourdes de maintenance préventive), et en permettant la mise en œuvre de la maintenance conditionnelle.

Le développement des programmes de maintenance implique de s'assurer de :

1. la compatibilité avec :
  - les plannings d'arrêts de tranche : ASR en 11 jours, VP en 16 jours et VD en 40 jours,
  - le programme d'alternance ASR, VP et VD.
2. l'adéquation des modes de consignations (locaux et installations) avec l'exploitation des circuits environnants,
3. la possibilité de requalifier le matériel à la fin des interventions de maintenance : Les matériels dont les interventions sont réalisées tranche en puissance doivent être requalifiables dans l'état de tranche considéré.
4. l'adéquation en terme de faisabilité concernant la dosimétrie des interventions et la décontamination éventuelle.

Cette phase vise notamment à différencier, pour chaque système, le matériel pour lequel la maintenance peut être réalisée tranche en puissance de celui pour lequel elle doit être réalisée lors des arrêts de tranche. La prise en compte à la conception doit permettre d'optimiser les programmes de maintenance en assurant la cohérence avec les exigences de disponibilité, de sûreté, de radioprotection liées à l'installation, des considérations liées aux facteurs humains, à la protection de l'environnement, à la propreté radiologique et à la sécurité du personnel.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOMMAIRE  
CHAPITRE : 14

**SOMMAIRE CHAPITRE 14**

**14 - ESSAIS DE DÉMARRAGE DE LA CENTRALE**

**14.0 - EXIGENCES DE SÛRETÉ**

**14.1 - PROGRAMME DES ESSAIS DE DÉMARRAGE DE LA CENTRALE**

**14.2 - ORGANISATION DES ESSAIS DE DÉMARRAGE**



## SOMMAIRE

<b>14. ESSAIS DE DÉMARRAGE DE LA CENTRALE .....</b>	<b>3</b>
<b>14.0.EXIGENCES DE SÛRETÉ .....</b>	<b>3</b>
<b>1. OBJECTIFS DE SÛRETÉ.....</b>	<b>3</b>
<b>2. CADRE RÉGLEMENTAIRE .....</b>	<b>3</b>
<b>3. EXIGENCES LIÉES AU PROGRAMME DES ESSAIS DE DÉMARRAGE .....</b>	<b>3</b>
<b>4. EXIGENCES RELATIVES À L'ORGANISATION DES ESSAIS DE</b>	
<b>DÉMARRAGE.....</b>	<b>4</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 14.0

SECTION : -

PAGE : 2/4

STANDARD



## **14. ESSAIS DE DÉMARRAGE DE LA CENTRALE**

### **14.0. EXIGENCES DE SÛRETÉ**

#### **1. OBJECTIFS DE SÛRETÉ**

La phase de démarrage et les essais associés doivent permettre de démontrer que la centrale est apte au service avant son exploitation normale. Les essais de démarrage participent à la démonstration que les performances des EIP sont conformes à leur spécification et que ces matériels fonctionnent ensemble de manière à garantir que l'installation accomplit ses fonctions de manière fiable.

#### **2. CADRE RÉGLEMENTAIRE**

- Décret n°99-1046 du 13/12/1999 relatif aux équipements sous pression et transposant la directive européenne 97/23/CE.
- Décret du 12 décembre 2005 relatif aux équipements nucléaires sous pression ESPN.
- Décret n°2007-1557 du 2 novembre 2007 relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances radioactives.
- Code de l'environnement.
- Décision n°2008-DC-0114 du 26 septembre 2008 fixant des prescriptions pour la conception et la construction de Flamanville 3.
- Arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base.
- Décision n°2013-DC-0347 du 7 mai 2013 fixant des prescriptions pour les essais de démarrage de Flamanville 3.

#### **3. EXIGENCES LIÉES AU PROGRAMME DES ESSAIS DE DÉMARRAGE**

Un programme des essais de démarrage planifié, maîtrisé et dûment documenté doit être élaboré et mis à disposition pour application. Il doit comprendre tous les points d'arrêt réglementaires ainsi que les jalons réglementaires pour information convenus avec l'Autorité de Sûreté Nucléaire.

La suffisance du programme des essais de démarrage doit être assurée pour ce qui concerne les mises en service des EIP, en particulier en définissant et en mettant en œuvre une méthode d'analyse adaptée.

Elle doit permettre de tenir compte de toutes les configurations considérées comme plausibles, en particulier celles décrites dans ce Rapport de Sûreté, et de définir clairement les éléments permettant de vérifier la capacité des EIP à assurer les fonctions que leur alloue la démonstration mentionnée au deuxième alinéa de l'article L.593-7 du code de l'environnement.

L'enchaînement des essais est tel que la sûreté nucléaire de l'installation n'est jamais dépendante des performances des EIP non encore essayés.



Les Règles Générales d'Exploitation doivent être applicables dès que la décision de commencer le chargement du cœur est prise.

#### **4. EXIGENCES RELATIVES À L'ORGANISATION DES ESSAIS DE DÉMARRAGE**

Une organisation appropriée visant à mettre en œuvre le programme des essais de démarrage doit être établie ; en particulier, il est recommandé d'impliquer clairement le futur Exploitant dans la réalisation et l'analyse des essais et des enseignements à tirer pour l'exploitation future de la tranche.

Le processus de développement et d'approbation des procédures d'essais, de vérification des exécutions des essais et d'examen, puis d'approbation des résultats d'essais doit être clairement établi pour les EIP.



## SOMMAIRE

<b>14.1.PROGRAMME DES ESSAIS DE DÉMARRAGE DE LA CENTRALE .....</b>	<b>3</b>
<b>1. DÉMARCHE D'IDENTIFICATION DES ESSAIS DE DÉMARRAGE À EXÉCUTER .....</b>	<b>3</b>
<b>1.1. GÉNÉRALITÉS ET OBJECTIFS DE LA DÉMARCHE .....</b>	<b>3</b>
<b>1.2. PRINCIPES DE LA DÉMARCHE .....</b>	<b>3</b>
<b>2. DOMAINE D'APPLICATION DU PROGRAMME DES ESSAIS DE DÉMARRAGE DE LA CENTRALE .....</b>	<b>4</b>
<b>3. ESSAIS PRÉ-OPÉRATIONNELS.....</b>	<b>6</b>
<b>3.1. ESSAIS INDÉPENDANTS DES CIRCUITS — PHASE 1 (ENS 011 ET 012).....</b>	<b>7</b>
<b>3.1.1. ENS 011 : CHASSES EN CUVE (CEC) ET ESSAIS FONCTIONNELS CUVE OUVERTE (EFCO).....</b>	<b>7</b>
<b>3.1.2. ENS 012 : EPREUVE HYDRAULIQUE DU CIRCUIT SECONDAIRE : GV ET TUYAUTERIES EAU-VAPEUR.....</b>	<b>7</b>
<b>3.2. ESSAIS D'ENSEMBLE SANS COMBUSTIBLE — PHASE II (ENS 021, 022, 023 ET 024).....</b>	<b>8</b>
<b>3.2.1. ENS 021 : ESSAIS À FROID (EAF) .....</b>	<b>8</b>
<b>3.2.2. ENS 022 : PRÉPARATION DES ESSAIS À CHAUD (EAC) .....</b>	<b>9</b>
<b>3.2.3. ENS 023 : ESSAIS À CHAUD (EAC) DE LA CHAUDIÈRE .....</b>	<b>9</b>
<b>3.2.4. ENS 024 : PRÉPARATION AU CHARGEMENT .....</b>	<b>10</b>
<b>4. PROGRAMME D'ESSAIS DE DÉMARRAGE INITIAL.....</b>	<b>10</b>
<b>4.1. DEM 031 : PREMIER CHARGEMENT.....</b>	<b>11</b>
<b>4.2. DEM 032 : ESSAIS PRÉCRITIQUES.....</b>	<b>11</b>
<b>4.2.1. ESSAIS PRÉCRITIQUES À FROID (EPAF) .....</b>	<b>12</b>
<b>4.2.2. MONTÉE EN TEMPÉRATURE ET EN PRESSION.....</b>	<b>12</b>
<b>4.2.3. ESSAIS PRÉCRITIQUES À CHAUD (EPAC) .....</b>	<b>12</b>
<b>4.3. DEM 033 : DIVERGENCE, ESSAIS À PUISSANCE NULLE ET MONTÉE À UN PALIER DE PUISSANCE INTERMÉDIAIRE.....</b>	<b>12</b>
<b>4.4. DEM 034 : MONTÉE À LA PUISSANCE NOMINALE.....</b>	<b>13</b>
<b>5. ESSAIS DE MISE EN SERVICE DES SYSTÈMES DE LA SALLE DES MACHINES (ENS 020).....</b>	<b>13</b>





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 14.1

SECTION : -

PAGE : 2/14

STANDARD



## **14.1. PROGRAMME DES ESSAIS DE DÉMARRAGE DE LA CENTRALE**

### **1. DÉMARCHE D'IDENTIFICATION DES ESSAIS DE DÉMARRAGE À EXÉCUTER**

#### **1.1. GÉNÉRALITÉS ET OBJECTIFS DE LA DÉMARCHE**

Des contrôles et essais appropriés sont réalisés sur les EIP en usine, dans des installations spécifiques d'essai ou sur site, pendant le montage, la construction ou l'installation des EIP.

Les essais "de démarrage" sont réalisés en complément, une fois les EIP construits ou installés, pour vérifier le respect de leurs exigences fonctionnelles.

Ils constituent une étape de transition vers l'exploitation normale des différents systèmes composant la centrale.

La démarche développée a pour objectifs de :

- déterminer les essais de démarrage à réaliser,
- justifier la complémentarité des essais de démarrage avec les autres essais et contrôles prévus, dont des essais « Tête de série » qui peuvent être mutualisés entre les différentes tranches EPR dans le monde,
- servir de base à l'établissement de la documentation d'essai correspondante.

#### **1.2. PRINCIPES DE LA DÉMARCHE**

La démarche s'appuie sur la liste des EIP et leurs exigences associées.

Elle vise à faire le lien entre les exigences définies et les essais et contrôles à réaliser sur les EIP, que ces EIP soient des structures, des systèmes ou des composants.

La démarche est déclinée par domaine d'EIP (Système Élémentaire, CC, Eléments passifs du Génie Civil...), et selon la nature de l'exigence.

En effet, pour chaque domaine d'EIP, les exigences peuvent avoir une portée générique à un ensemble d'EIP (exigences de conception, de fabrication ou de construction relatives au classement, qualification...) ou spécifique à un EIP en particulier (contribution à une fonction de sûreté, performance, protections...).

Pour chaque domaine d'EIP, pour chaque ensemble d'EIP, des Notes d'Analyse de Suffisance (NAS) permettent de déterminer les essais "de démarrage" à réaliser pour chaque exigence associée. Ces analyses justifient la suffisance de ces essais et leur complémentarité avec les essais et contrôles réalisés auparavant. Elles servent ensuite de base à l'élaboration de la documentation des essais "de démarrage".



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 14.1  
SECTION : -  
PAGE : 4/14  
STANDARD

Les essais "de démarrage" contribuent ainsi à la démonstration que les EIP respectent leurs exigences respectives au travers :

- des Programmes de Principe d'Essais des systèmes EIP. Ils permettent de vérifier que les performances des différents EIP sont conformes à leur spécification et que ces composants fonctionnent ensemble de manière à garantir que l'installation accomplit ses fonctions de manière fiable,
- des Programmes de Principe d'Essais relatifs aux Pseudo-Systèmes. Ils permettent de vérifier des exigences fonctionnelles transverses à de nombreux EIP,
- de Revues de Conformité de la réalisation. Ces revues permettent de vérifier par une visite terrain le respect d'exigences non fonctionnelles sur des thèmes spécifiques, transverses et relatifs à la finition de l'ensemble du montage, de la construction ou l'installation. Ces revues sont réalisées une fois obtenu un état quasiment finalisé de l'installation. A ce titre, elles se distinguent des contrôles réalisés pendant le montage, la construction ou l'installation des EIP, comme par exemple les contrôles de fin de montage.

## **2. DOMAINE D'APPLICATION DU PROGRAMME DES ESSAIS DE DÉMARRAGE DE LA CENTRALE**

La phase des essais de démarrage de la centrale s'étend du montage jusqu'à la mise en service industriel et se décompose en :

- essais pré-opérationnels, et
- essais de premier démarrage (essais opérationnels).

Les essais de démarrage de la centrale comprennent toutes les opérations réalisées sur les EIP, une fois ces EIP montés, construits ou installés sur le site, afin de garantir leur bon fonctionnement en conformité avec les exigences de conception.

Le programme général des essais de démarrage de la centrale décrit uniquement les principales phases d'essais. Il permet d'assurer le bon enchaînement des essais fonctionnels prévus sur chacun des systèmes, et précise les conditions indispensables à respecter préalablement à chaque changement de phase.

Le programme des essais de démarrage de la centrale se déroule en trois grandes phases :

Programme d'essais pré-opérationnels :

- Phase I : comprend les essais préliminaires et le démarrage initial des matériels, des fonctions ou des groupes de fonctions, sans interaction entre le circuit primaire ou ses systèmes auxiliaires et les circuits secondaires ;
- Phase II : comprend les essais fonctionnels à froid et à chaud du circuit primaire et du circuit secondaire avant le chargement du combustible.

Programme d'essais de premier démarrage :

- Phase III : comprend le chargement du cœur, les essais précritiques à froid et à chaud et le démarrage réel avec des vérifications de performances jusqu'à la mise en service industriel.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 14.1

SECTION : -

PAGE : 5/14

STANDARD

L'enchaînement des différents essais pour une phase déterminée est donné par les Procédures d'Enchaînement d'Essais suivantes, dont les comptes rendus donnent la chronologie des essais et attestent du bon déroulement de ceux-ci.

- Phase I :
  - ENS 011 : Chasses En Cuve (CEC) et Essais Fonctionnels Cuve Ouverte (EFCO),
  - ENS 012 : Epreuve Hydraulique du circuit Secondaire.
- Phase II :
  - ENS 021 : Essais A Froid (EAF),
  - ENS 022 : Préparation des essais à chaud,
  - ENS 023 : Essais A Chaud (EAC),
  - ENS 024 : Préparation au chargement.
- Phase III :
  - DEM 031 : Premier chargement,
  - DEM 032 : Essais Précritiques A Froid et A Chaud (EPAF et EPAC),
  - DEM 033 : Divergence et montée à un palier de puissance intermédiaire,
  - DEM 034 : Montée à la pleine puissance.

La PEE ENS 020 concerne l'enchaînement des essais de mise en service des matériels de la salle des machines à réaliser jusqu'à la divergence (début de la DEM 033). Le lancement et le couplage du GTA font partie de la DEM 033.

Du point de vue de la sûreté, il n'y a pas d'exigence sur un ordre rigide dans la succession des différents essais sous réserve de respecter la règle suivante : L'enchaînement des essais est tel que la sûreté nucléaire de l'installation n'est jamais dépendante des performances des EIP non encore essayés. Ainsi, les conditions indispensables à respecter concernent :

- l'entrée dans la phase III,
- les essais de systèmes qui nécessitent la présence du combustible en cuve pour être réalisés au sein de la phase III.

Les essais de démarrage comprennent :

- les essais de démarrage standard, qui sont conçus pour vérifier le bon fonctionnement de l'installation et la conformité aux objectifs de performance correspondants ;
- les essais répétés à différents paliers de puissance pendant la montée en puissance (essais de physique du cœur et des systèmes de régulation) afin de confirmer la validité de certaines hypothèses prises en compte dans les études de fonctionnement et de sûreté ainsi que dans la conception du système de protection pour tous les niveaux de puissance ;
- les essais « Tête de série » destinés à vérifier un concept non expérimenté par ailleurs. Ces essais sont souvent complexes et requièrent une instrumentation sophistiquée capable de confirmer des données théoriques.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 14.1

SECTION : -

PAGE : 6/14

STANDARD

Les essais de démarrage constituent également une ultime occasion de vérifier les procédures de conduite. En effet, les procédures de conduite normale sont largement utilisées lors des essais de démarrage et les procédures de conduite en cas d'incident ou d'accident sont utilisées, à chaque fois que possible, lors de la mise en service de la tranche. Ces dernières sont validées dans tous les cas à l'aide d'un simulateur, d'un code de calcul ou analytiquement.

En parallèle du programme des essais de démarrage, certaines phases permettent la réalisation de parties du programme de la Visite Complète Initiale.

### **3. ESSAIS PRÉ-OPÉRATIONNELS**

Le programme des essais pré-opérationnels comprend l'ensemble des épreuves, suivis, mises au point, réglages et essais fonctionnels nécessaires afin de garantir que le chargement du premier cœur, la première criticité et les essais à faible puissance peuvent être conduits en toute sûreté.

Les essais sont réalisés par étapes, de façon à ce que l'exécution satisfaisante d'un essai assure, si ce n'est le succès de l'essai suivant, du moins sa réalisation en toute sécurité. Chaque étape de cette séquence implique également, quand cela est nécessaire, la simulation des paramètres de fonctionnement qui ne pourraient être réalisés autrement.

Chronologiquement, les essais sont tout d'abord réalisés sans fluide ou en simulant les différents signaux, puis en mettant en œuvre des ensembles fonctionnels de plus en plus complets, recréant ainsi le plus possible les conditions normales de fonctionnement.

Quand cela est nécessaire, des conditions anormales de fonctionnement peuvent être simulées, dans la mesure où elles ne mettent pas en cause la sécurité du personnel, l'intégrité du matériel ou la propreté des différents systèmes.

Les essais pré-opérationnels commencent dès la phase de montage.

La preuve que les matériels et les ensembles fonctionnels fonctionnent correctement et les mesures correctives à prendre en cas de non-conformité se fondent sur les analyses des résultats des essais.

En règle générale, les essais pré-opérationnels sont normalement réalisés avant le chargement du cœur initial, à l'exception des essais réalisés sur les matériels ou ensembles fonctionnels qui peuvent uniquement être montés après le chargement du cœur. C'est le cas, par exemple, des essais du système de commande des grappes de contrôle. Les essais complets à chaud et à froid sont réalisés sur ces matériels après le chargement du cœur et avant le démarrage réel du réacteur.

En outre, lorsqu'un essai pré-opérationnel ne peut être réalisé normalement avant le chargement du cœur initial, par suite d'une indisponibilité de matériels et/ou de systèmes connexes, ou lorsque ses résultats sont jugés insatisfaisants, il est possible que l'essai soit réalisé ou recommencé après le chargement. De la même manière, il est possible de requalifier un correctif aux conditions "à chaud" après le chargement.

Cependant, la réalisation de l'essai ou l'absence de résultats ou de requalification ne peut en aucun cas mettre en cause les exigences de sûreté.

Les essais pré-opérationnels sont réalisés au moyen de procédures d'essais spécifiques et de procédures de conduite qui peuvent, quand cela est nécessaire, être adaptées à l'essai.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 14.1

SECTION : -

PAGE : 7/14

STANDARD

Les essais pré-opérationnels sont réalisés en deux phases :

- phase I : essais préliminaires,
- phase II : essais fonctionnels de la centrale (avant le chargement du combustible).

La Phase II est à son tour divisée en quatre sous-phases :

- Essais fonctionnels à froid (phase II-1),
- Préparation des essais fonctionnels à chaud (phase II-2),
- Essais fonctionnels à chaud (phase II-3),
- Préparation au chargement du combustible (phase II-4).

### **3.1. ESSAIS INDÉPENDANTS DES CIRCUITS — PHASE 1 (ENS 011 ET 012)**

Le programme des essais exécutés en phase I se rapporte à la première période de mise en service des équipements et de circuits après leur montage ; il porte essentiellement sur les points suivants :

[ ]

#### **3.1.1. ENS 011 : Chasses en Cuve (CEC) et Essais Fonctionnels Cuve Ouverte (EFCO)**

Les chasses en cuve, réalisées lorsque le montage du circuit primaire est terminé, ont pour but :

[ ]

La configuration de cuve ouverte atteinte aux CEC permet de réaliser :

[ ]

Les EFCO comportent les essais suivants :

[ ]

#### **3.1.2. ENS 012 : Epreuve hydraulique du circuit secondaire : GV et tuyauteries Eau-Vapeur**

Au cours de cette phase, on réalise l'épreuve hydraulique de la partie secondaire des Générateurs de Vapeur et des tuyauteries Eau-Vapeur attenantes.

[ ]

[ ]

[ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 14.1

SECTION : -

PAGE : 8/14

STANDARD

[ ]

### **3.2. ESSAIS D'ENSEMBLE SANS COMBUSTIBLE — PHASE II (ENS 021, 022, 023 ET 024)**

Au cours de cette phase, les conditions thermo-hydrauliques de la chaudière nucléaire sont atteintes, sans le cœur, depuis l'état d'arrêt à froid pour rechargement cuve ouverte jusqu'à l'état d'arrêt à chaud.

L'enclenchement des opérations de mise en service est tel que la conclusion d'une phase d'essai permet de garantir la sécurité de la phase d'essais suivante tant au point de vue du personnel que des matériels.

La phase II comprend deux campagnes d'essais distinctes : les essais à froid (ENS 021) et les essais à chaud (ENS 023) séparées ou suivies par des périodes plus particulièrement consacrées aux reprises d'essai, à la finition des montages (début de la ENS 022) ou à la préparation de l'installation pour le chargement (ENS 024).

La conduite des essais à froid fait l'objet d'une procédure particulière tenant compte de la finition incomplète de l'installation.

Pour les essais à chaud, les procédures d'essais font appel, autant que possible aux méthodes de conduite qui seront utilisées pour les essais opérationnels, l'exploitation et les démarrages ultérieurs de l'installation, avec toutefois certaines adaptations pour tenir compte de l'absence du cœur.

Cette démarche permet de mettre à l'épreuve les moyens dont disposera l'exploitant pour la conduite de l'installation et de le faire bénéficier de l'expérience acquise au cours de ces essais.

#### **3.2.1. ENS 021 : Essais à Froid (EAF)**

Les essais réalisés au cours de cette phase ont pour but de mettre en service tout ou partie de systèmes élémentaires nécessaires à la montée au palier de pression permettant au fabricant de réaliser l'épreuve hydraulique réglementaire du circuit primaire principal de la chaudière et des circuits auxiliaires.

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 14.1

SECTION : -

PAGE : 9/14

STANDARD

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

Les essais à froid sont terminés quand les résultats de l'épreuve hydrostatique sont satisfaisants.

### **3.2.2. ENS 022 : Préparation des Essais à Chaud (EAC)**

Dès que l'épreuve hydraulique du circuit primaire a été jugée satisfaisante, la préparation des EAC peut commencer.

Les opérations suivantes sont engagées :

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

### **3.2.3. ENS 023 : Essais à Chaud (EAC) de la chaudière**

Les essais à chaud peuvent être entrepris dès que les montages à exécuter après les essais à froid (pose du calorifuge, habillage du couvercle par exemple) sont terminés, et que tous les équipements et ensembles fonctionnels requis pour cette phase d'essais sont rendus disponibles.

Les essais à chaud constituent une phase de pré-exploitation de la centrale avant le chargement aux conditions nominales et sont exécutés suivant quatre parties qui sont enchaînées de la manière suivante :

[ ]

[ ]

[ ]





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 14.1

SECTION : -

PAGE : 10/14

STANDARD

[ ]

[ ]

[ ]

Les essais à chaud sont déclarés satisfaisants si :

[ ]

[ ]

[ ]

### **3.2.4. ENS 024 : Préparation au chargement**

Cette sous-phase d'essais, correspondant à la période préparatoire au chargement, constitue l'étape ultime de la phase de construction avant d'entreprendre en toute sécurité le premier chargement. Pour ce faire, il est nécessaire d'exécuter les travaux, inspections et essais suivants :

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

- [ ]

- [ ]

- [ ]

## **4. PROGRAMME D'ESSAIS DE DÉMARRAGE INITIAL**

Les essais opérationnels sont réalisés dans les conditions réelles d'exploitation. Le programme des essais opérationnels est établi pour atteindre les principaux objectifs suivants :

[ ]

[ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 14.1

SECTION : -

PAGE : 11/14

STANDARD

Cette phase est également scindée en quatre sous phases :

- []
- []
- []
- []

#### **4.1. DEM 031 : PREMIER CHARGEMENT**

A partir de la décision d'engager le chargement, les Règles Générales d'Exploitation s'appliquent et notamment :

[]

Cependant, la phase très particulière des essais de premier démarrage nécessite des adaptations aux RGE pour réaliser certains essais. A ce titre, au-delà des adaptations déjà prévues pour la réalisation des essais périodiques et des essais physiques, un dossier est établi pour cette phase de première mise en service, afin de justifier de la sûreté des spécificités des essais de premier démarrage vis-à-vis des RGE.

Les opérations de chargement se déroulent avec la piscine pleine, conformément aux procédures normales d'exploitation.

[]

[]

[]

[]

[]

[]

[]

La chaudière est prête pour les essais précritiques.

#### **4.2. DEM 032 : ESSAIS PRÉCRITIQUES**

Cette période a pour but de solder l'ensemble du programme des essais préopérationnels après le chargement.

[]

[]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 14.1

SECTION : -

PAGE : 12/14

STANDARD

**4.2.1. Essais précritiques à froid (EPAF)**

On effectue le remplissage du circuit primaire, puis on procède à son éventage statique puis dynamique.

[ ]

[ ]

**4.2.2. Montée en température et en pression**

Cette étape permet de :

[ ]

**4.2.3. Essais précritiques à chaud (EPAC)**

Le circuit primaire est porté aux conditions nominales d'arrêt à chaud et maintenu à ce palier pour effectuer les essais suivants :

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

**4.3. DEM 033 : DIVERGENCE, ESSAIS À PUISSANCE NULLE ET MONTÉE À UN PALIER DE PUISSANCE INTERMÉDIAIRE**

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 14.1  
SECTION : -  
PAGE : 13/14  
STANDARD

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

#### **4.4. DEM 034 : MONTÉE À LA PUISSANCE NOMINALE**

La procédure définit l'enchaînement des essais et la conduite de la tranche au cours de la montée en puissance par paliers[ ], représentant la phase finale de démarrage.

Au cours de cette phase, l'autorisation d'atteindre le palier 100% Pn doit être demandée à l'Autorité de Sûreté Nucléaire.

Les objectifs principaux du programme sont les suivants :

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

La vérification des performances contractuelles de l'installation est réalisée à l'issue de cette phase.

### **5. ESSAIS DE MISE EN SERVICE DES SYSTÈMES DE LA SALLE DES MACHINES (ENS 020)**

L'enchaînement de ces essais recouvre les phases I, II, III.

Cette procédure décrit les différents essais à réaliser en salle des machines en parallèle avec les essais de l'îlot nucléaire, de façon à effectuer en DEM 033 le basculement définitif AAD/APA et le lancement turbine, lorsque le réacteur est prêt.

Ces essais comprennent principalement :



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 14.1

SECTION : -

PAGE : 14/14

STANDARD

[ ]



## SOMMAIRE

<b>14.2.ORGANISATION DES ESSAIS DE DÉMARRAGE .....</b>	<b>3</b>
<b>1. GÉNÉRALITÉS.....</b>	<b>3</b>
<b>2. NATURE DES DOCUMENTS D'ESSAIS .....</b>	<b>3</b>
<b>2.1. PROGRAMME DE PRINCIPE D'ESSAIS (PPE) .....</b>	<b>3</b>
<b>2.2. PROCÉDURES D'EXÉCUTION D'ESSAIS (PEE) .....</b>	<b>4</b>
<b>2.3. PROCÉDURES DE CONDUITE ET PROCÉDURES D'ESSAIS PÉRIODIQUES</b>	<b>4</b>
<b>2.4. PROCÉDURES D'ENCHAÎNEMENT D'ESSAIS (PEE ENS ET DEM).....</b>	<b>4</b>
<b>2.5. GUIDES TYPES D'ESSAIS (GT) .....</b>	<b>5</b>
<b>2.6. RELEVÉS D'EXÉCUTION D'ESSAI (REE) .....</b>	<b>5</b>
<b>2.7. ANALYSE DES RÉSULTATS D'ESSAIS ET SYNTHÈSE D'ESSAIS.....</b>	<b>5</b>
<b>3. ÉLABORATION DES DOCUMENTS D'ESSAIS.....</b>	<b>5</b>
<b>4. DÉFINITION DES RESPONSABILITÉS D'ESSAIS SUR SITE.....</b>	<b>5</b>
<b>5. ORGANISATION DES ESSAIS SUR SITE.....</b>	<b>7</b>
<b>5.1. LOT ESSAIS DE L'AMÉNAGEMENT .....</b>	<b>7</b>
<b>5.2. LES UNITÉS CHARGÉES D'ÉTUDES.....</b>	<b>8</b>
<b>5.3. LE CNPE .....</b>	<b>8</b>
<b>5.4. LES CONSTRUCTEURS .....</b>	<b>8</b>
<b>6. MODIFICATION ET REMISE EN CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION PENDANT LA</b>	
<b>PHASE DE MISE EN SERVICE ET DE DÉMARRAGE .....</b>	<b>8</b>
<b>7. ORGANISATION POUR DÉCIDER DE LA POURSUITE DU PROGRAMME GÉNÉRAL</b>	
<b>DES ESSAIS DE DÉMARRAGE .....</b>	<b>9</b>
<b>LISTE DES RÉFÉRENCES .....</b>	<b>10</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 14.2

SECTION : -

PAGE : 2/10

STANDARD



## 14.2. ORGANISATION DES ESSAIS DE DÉMARRAGE

### 1. GÉNÉRALITÉS

Les principales parties concernées sont :

- la Direction de l'Ingénierie et Projets Nouveau Nucléaire (DIPNN), représentée par :
  - la structure locale appelée « Aménagement » dépendant de la direction de projet FA3 et placée sous l'autorité du Directeur d'Aménagement ; cette structure comprend les lots Essais,
  - les unités chargées d'études, le Centre National d'Équipement Nucléaire (CNEN) et le Centre National d'Équipement de Production d'Électricité (CNEPE),
- la Direction du Parc Nucléaire et Thermique (DPNT), représentée par l'unité d'exploitation de la centrale, sous l'autorité du Directeur de Centrale Nucléaire de Production d'Électricité (CNPE),
- des constructeurs et autres contractants.

Le chevauchement des activités de montage et de démarrage sur le site requiert une coordination efficace.

Les lots Essais préparent et exécutent les procédures d'essais jusqu'à la « mise en service industrielle de la tranche<sup>1</sup> » et coordonnent toutes les activités de démarrage à partir de la fin du montage.

La mise en service partielle de l'installation est définie réglementairement et correspond à l'arrivée du combustible sur le site.

La mise en service de l'installation est définie réglementairement et correspond au premier chargement du combustible dans la cuve du réacteur.

### 2. NATURE DES DOCUMENTS D'ESSAIS

En raison de la nature spécifique des différents types d'essais définis ci-dessus, différents types de documents d'essais sont rédigés.

#### 2.1. PROGRAMME DE PRINCIPE D'ESSAIS (PPE)

Un Programme de Principe d'Essais est rédigé par système élémentaire ou par groupe de systèmes élémentaires. Ce document spécifie le principe, l'objet et la teneur des essais à réaliser pour mettre la fonction en service, ainsi que les critères utilisés pour évaluer la validité des résultats des essais.

Il dégage les idées principales concernant les points à vérifier par des essais.

---

1. Notion « EDF » définie dans des notes internes





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 14.2

SECTION : -

PAGE : 4/10

STANDARD

Pour les systèmes élémentaires comportant des EIP, son contenu est défini via la mise en œuvre d'une démarche globale de validation de la conception et l'analyse des contrôles et essais réalisés sur site. Ces analyses permettent notamment de justifier du caractère suffisant des essais de démarrage au regard des autres contrôles et essais réalisés (en études, en usine ou encore sur site).

Bien que succinct, le PPE doit être suffisamment précis pour obtenir, après discussion, l'accord des divers organismes concernés sur la liste des essais et leur intégration au programme d'ensemble, et permettre la définition des dispositions à prendre pour ces essais.

La liste des procédures d'exécution d'essais (voir ci-après) d'un système élémentaire est indiquée dans le programme de principe d'essais de ce système ; ceci est également applicable aux essais d'ensemble.

## **2.2. PROCÉDURES D'EXÉCUTION D'ESSAIS (PEE)**

Les Procédures d'Exécution d'Essais décrivent dans le détail l'enchaînement et les modalités d'exécution des essais prévus dans les programmes de principe d'essais et permettent de rédiger immédiatement les relevés d'exécution correspondants.

Ces procédures sont très détaillées tant en termes de réalisation pratique des essais (états requis, besoins en fluides, matériels d'essai nécessaires, consignes particulières, détail des manœuvres et des relevés de mesure à effectuer, etc.) que pour leur interprétation immédiate (résultats attendus, critères d'acceptabilité).

Les procédures d'exécution d'essais peuvent faire appel, le cas échéant, à des Guides Types d'Essais (voir ci-après), à des procédures de conduite.

## **2.3. PROCÉDURES DE CONDUITE ET PROCÉDURES D'ESSAIS PÉRIODIQUES**

Ces documents sont rédigés pour l'exploitation normale de la tranche. Bien que ces procédures ne constituent pas des documents d'essai de démarrage, elles peuvent être utilisées et validées lors des essais de démarrage.

## **2.4. PROCÉDURES D'ENCHAÎNEMENT D'ESSAIS (PEE ENS ET DEM)**

Pour les phases d'essais d'ensemble de mise en service, des procédures spécifiant l'enchaînement des différents essais existent. Elles font appel aux procédures d'exécution d'essais, aux procédures de conduite et aux procédures d'essais périodiques.

Elles précisent les conditions préalables à l'engagement d'une phase d'essais.

L'ensemble de ces procédures d'enchaînement d'essais est couvert par un programme général des essais de démarrage, le PPE ENS/DEM.

Les modifications temporaires des Règles Générales d'Exploitation nécessaires pour l'exécution de certains essais après le chargement doivent être identifiées et versées dans la documentation associée à la demande de mise en service.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 14.2  
SECTION : -  
PAGE : 5/10  
STANDARD

## **2.5. GUIDES TYPES D'ESSAIS (GT)**

Pour alléger la rédaction des procédures d'exécution d'essais, les matériels courants tels que les tableaux électriques, les moteurs, les pompes, les échangeurs de chaleur et les robinets font l'objet de Guides Types d'Essais qui précisent la nature et le mode opératoire des essais. À ces Guides Types d'Essais sont, en général, associées des fiches types, qui incorporées aux procédures d'exécution d'essais, servent de feuilles de relevés d'essais.

## **2.6. RELEVÉS D'EXÉCUTION D'ESSAI (REE)**

Ils sont constitués au fur et à mesure du déroulement de l'essai, à partir des procédures d'exécution d'essais et des fiches de relevés jointes. En préalable à l'essai, les procédures d'exécution d'essais sont adaptées sur site, en fonction de l'état de l'installation, pour constituer le REE BPA (Bon Pour Action). A l'issue de l'essai, le REE est complété et un bref commentaire sur la réalisation de l'essai et les résultats obtenus est rédigé (analyse de premier niveau des résultats d'essais). Le REE est alors diffusé à l'état BPD (Bon Pour Diffusion).

## **2.7. ANALYSE DES RÉSULTATS D'ESSAIS ET SYNTHÈSE D'ESSAIS**

Les essais préliminaires (pour partie) ou d'ensemble sur les systèmes classés de sûreté font l'objet de Fiches d'Analyse de Relevés d'Exécution d'Essais (FAREE – pour les essais AIP uniquement) ou de Rapport de Synthèse d'Essais (RSE).

Ces documents résument les résultats des essais en référence aux critères correspondants et les principaux problèmes rencontrés.

# **3. ÉLABORATION DES DOCUMENTS D'ESSAIS**

Tous les documents d'essais (à l'exception des REE) sont établis :

- soit par les unités chargées d'études CNEN et CNEPE,
- soit par les constructeurs (AREVA, SOFINEL, ...) ou d'autres services internes à EDF, sous le contrôle des unités chargées d'études mentionnées ci-dessus.

Ces documents sont ensuite transmis sur le site pour mise en œuvre, après approbation des divers responsables.

Les REE sont eux directement réalisés sur le site par l'Aménagement ou les constructeurs chargés d'essais.

# **4. DÉFINITION DES RESPONSABILITÉS D'ESSAIS SUR SITE**

Les rapports entre la Direction de l'Ingénierie et Projets Nouveau Nucléaire (DIPNN) et la Direction du Parc Nucléaire et Thermique (DPNT), ainsi que leurs responsabilités respectives, pour la construction, la mise en service et le démarrage de la centrale nucléaire sont définis dans des notes internes à EDF.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 14.2

SECTION : -

PAGE : 6/10

STANDARD

Pour la mise en service et le démarrage de la centrale nucléaire, le Directeur d'Aménagement assume les responsabilités qui incombent à la Direction de l'Ingénierie et Projets Nouveau Nucléaire (DIPNN) et le Directeur de Centrale assume celles qui incombent à la Direction du Parc Nucléaire et Thermique (DPNT).

D'autre part, les obligations respectives d'EDF et des Constructeurs découlent de leurs contrats respectifs ainsi que de la réglementation applicable.

La responsabilité des installations, de leur mise en service et de leur démarrage incombe à l'Aménagement, jusqu'à la remise provisoire des installations<sup>2</sup> à la DPNT. Ainsi, le Directeur d'Aménagement doit faire réaliser sous sa responsabilité :

- le contrôle du montage des matériels et la conformité de ceux-ci aux dispositions figurant sur les plans ou notices approuvés par les unités chargées d'études de la DIPNN,
- les essais de mise en service de chacun des matériels et des différentes fonctions conformément aux programmes et aux procédures approuvés par les unités chargées d'études de la DIPNN.

Les constructeurs sont propriétaires de leur matériel jusqu'à sa « mise en service industrielle »<sup>3</sup> ; ils sont donc responsables de la mise en service et de la marche de leur matériel jusqu'à cette échéance contractuelle.

La responsabilité d'exploitant nucléaire incombe :

- jusqu'à l'arrivée du combustible sur site (mise en service partielle) exclue, en totalité au Directeur du projet Flamanville 3,
- à partir de l'arrivée du combustible sur site incluse :
  - au Directeur de Centrale, pour la Zone d'Exploitation Provisoire Nucléaire (ZEPN) constituée par la zone de stockage du combustible,
  - au Directeur du projet Flamanville 3 pour le reste des installations,
- à partir du chargement (mise en service) inclus, en totalité au Directeur de Centrale. Il est alors seul responsable du respect des règles générales d'exploitation et des recommandations techniques liées à l'autorisation de chargement.

A partir de la livraison du combustible sur site, le personnel du CNPE assure les opérations de conduite et de surveillance relatives à la ZEPN, dans le respect des Règles Générales d'Exploitation associées au dossier de mise en service partielle et conformément aux procédures d'exploitation en vigueur.

A partir du chargement inclus, la totalité des opérations de conduite et de surveillance est assurée exclusivement par le personnel du CNPE, dans le respect des Règles Générales d'Exploitation, conformément aux procédures d'exploitation et éventuellement conformément aux procédures d'essais.

A partir du chargement, la mise en service et la montée en puissance de la centrale jusqu'à la remise provisoire des installations<sup>2</sup> sont réalisées conformément au programme défini par la Direction de l'Ingénierie et Projets Nouveau Nucléaire, mais avec l'accord permanent du Directeur de Centrale ; puis, après la remise provisoire<sup>2</sup>, conformément au programme défini par la Centrale, en accord avec la Direction de l'Ingénierie et Projets Nouveau Nucléaire.

2. Notion « EDF » définie dans des notes internes

3. Notion « EDF » définie dans des notes internes



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 14.2

SECTION : -

PAGE : 7/10

STANDARD

## **5. ORGANISATION DES ESSAIS SUR SITE**

### **5.1. LOT ESSAIS DE L'AMÉNAGEMENT**

Les lots essais de l'Aménagement :

- programment et coordonnent les essais,
- préparent les essais,
- réalisent les essais pour lesquels aucun constructeur ne possède la maîtrise complète,
- assurent la surveillance des constructeurs chargés d'essais,
- assurent le transfert des installations au CNPE.

Dans le cadre de la préparation des essais :

- Ils vérifient notamment que :
  - les procédures d'essais sont complètes et à jour (prises en compte des dernières modifications et de l'état de l'installation),
  - les conditions préalables à l'essai sont satisfaites ou contrôlent que les dérogations nécessaires ont été obtenues,
- Dans le cas des procédures d'essais à exécuter après le premier chargement, ils demandent l'accord préalable du Directeur de Centrale ou de son représentant, matérialisé par un visa.

Lorsque ces conditions sont remplies, l'Aménagement, après avoir obtenu l'accord des constructeurs concernés, délivre les procédures d'essais « Bon Pour Action ». Ces procédures sont transmises aux équipes chargées de l'exécution (lots essais de l'Aménagement, constructeurs, personnel d'exploitation de la centrale).

Dans le cadre de la réalisation et de la surveillance des essais, les lots essais de l'Aménagement :

- contrôlent que tous les essais prévus ont été réalisés et que leurs conclusions ont été prises en compte,
- établissent ou font établir les relevés d'exécution d'essais,
- contrôlent que les modifications ont bien été approuvées, prises en compte et essayées si nécessaire.

L'équipe responsable de la réalisation d'un essai est placée sous l'autorité d'un chargé d'essais habilité, titulaire d'un régime d'essais. Le chargé d'essais exerce le commandement unique des manœuvres effectuées dans la zone affectée à l'essai et de ce fait, est responsable de la sécurité des personnes dans cette zone.

Le chargé d'essais a la responsabilité de l'essai conformément à la procédure « Bon Pour Action ». Tout événement anormal fait l'objet d'un examen et les modifications de procédures éventuellement nécessaires font l'objet d'approbations similaires à celles du document d'essai concerné.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 14.2

SECTION : -

PAGE : 8/10

STANDARD

## **5.2. LES UNITÉS CHARGÉES D'ÉTUDES**

Les unités chargées d'études que sont le CNEN et le CNEPE :

- élaborent ou surveillent l'élaboration de la documentation essais,
- apportent un support technique aux lots essais de l'Aménagement dans la préparation, la réalisation et l'analyse des essais sur site,
- veillent à la transmission des résultats d'essais aux entités d'études en charge des dossiers de système élémentaire et autres organismes intéressés,
- vérifient que tous les essais prévus ont bien été exécutés et que les résultats en sont acceptables,
- rédigent et gèrent les Fiches d'Analyse de Relevé d'Exécution d'Essais, des Rapports de Synthèse d'Essai et des synthèses de Résultats d'Essais.

## **5.3. LE CNPE**

Les principes de transfert de responsabilité entre l'Aménagement et le CNPE pendant les périodes de passage de la zone montage à la zone essais, à la zone d'exploitation provisoire, puis à la zone d'exploitation provisoire nucléaire (à compter de la mise en service partielle puis de la mise en service) sont définis dans des notes internes à EDF.

A différentes étapes de ce transfert, réalisé par parties d'installation, le CNPE prend en charge les responsabilités de chargé de consignation (mise en sécurité), chargé d'exploitation, exploitant nucléaire puis de responsable des installations.

Par ailleurs, dans le cadre des essais d'ensemble et de démarrage, le CNPE réalise les opérations de conduite de l'installation pour le compte de l'Aménagement.

## **5.4. LES CONSTRUCTEURS**

Les obligations respectives d'EDF et des Constructeurs découlent de leurs contrats respectifs.

Dans ce cadre, certains constructeurs sont responsables des essais de démarrage de leur fourniture.

## **6. MODIFICATION ET REMISE EN CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION PENDANT LA PHASE DE MISE EN SERVICE ET DE DÉMARRAGE**

Les processus de modification et remise en conformité de l'installation sont définis dans des instructions internes à EDF.

L'instruction et la mise en œuvre de modifications, ou d'actions de remise en conformité, pendant la phase de mise en service et de démarrage, amènent généralement à reprendre une partie des essais afin de solder les réserves éventuelles ou à titre de requalification. Par ailleurs, les modifications et les actions de remise en conformité sont analysées en tenant compte de leur impact sur les documents d'essais, lesquels sont révisés le cas échéant.



## 7. ORGANISATION POUR DÉCIDER DE LA POURSUITE DU PROGRAMME GÉNÉRAL DES ESSAIS DE DÉMARRAGE

Une organisation permettant de décider, avant chaque changement de phase du programme général des essais de démarrage (donné par le PPE ENS/DEM), de la poursuite de ce programme, est mise en œuvre. Elle est définie dans des instructions internes à EDF.

Cette organisation repose sur :

- un processus et une organisation assurant la production de la documentation d'essais, la production et l'analyse des relevés d'exécution d'essais,
- une instance dénommée Commission d'Essais sur Site (CES) chargée de s'assurer, notamment en matière de protection des intérêts mentionnés au L593-1 du code de l'environnement, que les objectifs définis par le programme d'essais de démarrage ont bien été atteints et permettent d'engager la phase suivante selon des dossiers d'essais complets et à jour, et après que les accords administratifs nécessaires aient bien été obtenus,
- un processus et une organisation permettant d'analyser et de traiter les écarts et les modifications de l'installation, et de statuer sur leur impact pour la poursuite du programme d'essais de démarrage,
- une commission sûreté du CNPE chargée du contrôle global du respect des conditions requises par les règles générales d'exploitant (lorsque celles-ci sont applicables) avant de passer à la phase suivante.

La référence [1] détaille cette organisation et détaille plus particulièrement les missions, la composition, le fonctionnement et le programme des CES, de même que les informations à transmettre à l'ASN en amont et à l'issue des CES.

Pour information, le programme prévisionnel des CES est le suivant :

### Programme des Commissions d'Essais sur Site :

La décision d'engager la phase suivante du programme général d'essais de démarrage revient au représentant EDF qui porte la responsabilité d'exploitant nucléaire.

Cette décision se base :

- pour la partie déroulement du programme des essais de démarrage sur la position de la CES (le directeur du projet Flamanville 3 ou le directeur d'Aménagement porte la décision pour cette partie),
- pour la partie relative au respect des règles générales d'exploitation (lorsque celles-ci sont applicables) sur la commission « sûreté » (le directeur du CNPE porte la décision pour cette partie).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 14.2

SECTION : -

PAGE : 10/10

STANDARD

**LISTE DES RÉFÉRENCES**

- [1] ECFA124476 B « Note d'organisation pour décider de la poursuite du programme général des essais de démarrage et de l'information ASN relative aux essais de démarrage »



## **SOMMAIRE CHAPITRE 15**

### **15 - ÉTUDES DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT DE RÉFÉRENCE (PCC)**

**15.0 - HYPOTHÈSES ET EXIGENCES POUR LES ÉTUDES DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT DE RÉFÉRENCE**

**15.1 - CARACTÉRISTIQUES DE LA TRANCHE PRISES EN COMPTE DANS LES ÉTUDES D'ACCIDENTS**

**15.2 - ÉTUDES D'ACCIDENTS**

**15.3 - CONSÉQUENCES RADIOLOGIQUES**

**ANNEXE 15A - CODES DE CALCUL UTILISÉS DANS LE CHAPITRE 15**

**ANNEXE 15B - CARACTÉRISTIQUES DE LA TRANCHE PRISES EN COMPTE DANS LES ÉTUDES D'ACCIDENTS DONNÉES GÉOMÉTRIQUES DE LA TRANCHE – JEU D'HYPOTHÈSES INTERMÉDIAIRES**





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP :  
ANNEXE 15A

SECTION : -  
PAGE : 1/8  
STANDARD

**SOMMAIRE**

<b>ANNEXE 15A.CODES DE CALCUL UTILISÉS DANS LE CHAPITRE 15 .....</b>	<b>3</b>
1. [ ] .....	5
2. [ ] .....	5
3. [ ] .....	5
4. [ ] .....	5
5. [ ] .....	5
6. [ ] .....	6
7. [ ] .....	6
8. [ ] .....	6
9. [ ] .....	6
10. [ ] .....	6
11. [ ] .....	6
12. [ ] .....	6
13. [ ] .....	6
14. [ ] .....	6
15. [ ] .....	6
16. [ ] .....	7
17. [ ] .....	7
18. [ ] .....	7
<b>LISTE DES RÉFÉRENCES .....</b>	<b>8</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP :  
ANNEXE 15A

SECTION : -  
PAGE : 2/8  
STANDARD



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP :  
ANNEXE 15A

SECTION : -  
PAGE : 3/8  
STANDARD

**ANNEXE 15A.CODES DE CALCUL UTILISÉS DANS LE  
CHAPITRE 15**

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]

[ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP :  
ANNEXE 15A

SECTION : -  
PAGE : 4/8  
STANDARD

**CODES DE CALCUL UTILISES DANS LE CHAPITRE 15, ÉTUDES PCC**



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP :  
ANNEXE 15A

SECTION : -  
PAGE : 5/8  
STANDARD

1.

2.

3.

4.

5.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP :  
ANNEXE 15A

SECTION : -  
PAGE : 6/8  
STANDARD

**6. []**

[]

**7. []**

[]

**8. []**

[]

**9. []**

[]

**10. []**

[]

**11. []**

[]

**12. []**

[]

**13. []**

[]

**14. []**

[]

**15. []**

[]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP :  
ANNEXE 15A

SECTION : -  
PAGE : 7/8  
STANDARD

**16. []**

[]

**17. []**

[]

**18. []**

[]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP :  
ANNEXE 15A

SECTION : -  
PAGE : 8/8  
STANDARD

**LISTE DES RÉFÉRENCES**

- [1] []
- [2] []
- [3] []
- [4] []
- [5] []
- [6] []
- [7] []
- [8] []
- [9] []
- [10] []
- [11] []
- [12] []
- [13] []
- [14] []





## SOMMAIRE

<b>16. MANAGEMENT DES ACTIVITÉS .....</b>	<b>3</b>
<b>1. GÉNÉRALITÉS.....</b>	<b>3</b>
<b>1.1. L'EXPÉRIENCE D'EDF .....</b>	<b>3</b>
<b>1.2. LES ACTIVITÉS D'EDF ET DES INTERVENANTS EXTÉRIEURS .....</b>	<b>3</b>
<b>1.2.1. ETUDES GÉNÉRALES .....</b>	<b>3</b>
<b>1.2.2. ETUDES PRÉLIMINAIRES À L'ENGAGEMENT DE LA RÉALISATION</b>	
<b>D'UNE TRANCHE SUR UN SITE.....</b>	<b>4</b>
<b>1.2.3. RÉALISATION D'UNE TRANCHE.....</b>	<b>4</b>
<b>1.2.4. MISE EN EXPLOITATION NORMALE .....</b>	<b>4</b>
<b>1.2.5. EXPLOITATION D'UNE TRANCHE.....</b>	<b>4</b>
<b>2. PRINCIPES RELATIFS AU MANAGEMENT DES ACTIVITÉS AU SEIN DE LA</b>	
<b>DIRECTION INGÉNIERIE ET PROJETS NOUVEAU NUCLÉAIRE (DIPNN).....</b>	<b>5</b>
<b>2.1. CULTURE DE SÛRETÉ .....</b>	<b>6</b>
<b>2.2. POLITIQUE EN MATIÈRE DE PROTECTION DES INTÉRÊTS .....</b>	<b>6</b>
<b>3. MANAGEMENT DES ACTIVITES DU PROJET DE L'EPR FLAMANVILLE 3</b>	
<b>(FA3).....</b>	<b>7</b>
<b>3.1. ACTIVITÉS DE CONCEPTION.....</b>	<b>8</b>
<b>3.2. ACTIVITÉS DE CONSTRUCTION EN USINE.....</b>	<b>10</b>
<b>3.2.1. DÉFINITION DES ACTIVITÉS.....</b>	<b>10</b>
<b>3.2.2. ORGANISATION.....</b>	<b>11</b>
<b>3.2.3. DOCUMENTS DE SUIVI DE FABRICATION .....</b>	<b>12</b>
<b>3.2.4. ESSAIS EN USINES OU EN STATIONS D'ESSAIS .....</b>	<b>12</b>
<b>3.3. ACTIVITÉ DE CONSTRUCTION SUR SITE, DE MONTAGE ET D'ESSAIS DE</b>	
<b>DÉMARRAGE .....</b>	<b>13</b>
<b>3.3.1. CONSTRUCTION ET MONTAGE SUR SITE.....</b>	<b>13</b>
<b>3.3.2. ESSAIS DE DÉMARRAGE .....</b>	<b>13</b>
<b>3.4. ÉLÉMENTS ET ACTIVITÉS IMPORTANTS POUR LA PROTECTION DES</b>	
<b>INTÉRÊTS .....</b>	<b>15</b>
<b>3.5. COMPETENCES TECHNIQUES ET FORMATION .....</b>	<b>16</b>
<b>3.6. RETOUR D'EXPÉRIENCE .....</b>	<b>16</b>
<b>4. PRINCIPES RELATIFS AU MANAGEMENT DES ACTIVITÉS DES INTERVENANTS</b>	
<b>EXTÉRIEURS .....</b>	<b>17</b>
<b>4.1. EXIGENCES .....</b>	<b>17</b>



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 16  
SECTION : -  
PAGE : 2/22  
STANDARD

4.2. SURVEILLANCE DES INTERVENANTS EXTERIEURS .....	17
5. TRAITEMENT DES ÉCARTS ET DÉROGATIONS .....	18
5.1. ÉCARTS .....	18
5.2. DÉROGATIONS .....	19
6. EVALUATION DE LA QUALITÉ FINALE .....	19
7. MANAGEMENT DES ACTIVITÉS DE SOFINEL .....	20
LISTE DE RÉFÉRENCES .....	22



## **16. MANAGEMENT DES ACTIVITÉS**

### **1. GÉNÉRALITÉS**

EDF et les intervenants extérieurs avec lesquels il passe des contrats, prennent des dispositions pour que les ouvrages, matériels ou équipements de la centrale nucléaire soient conçus, réalisés, essayés et exploités, conformément aux lois, aux règlements et aux règles de l'art et qu'ils aient la qualité et la sûreté requises pour un comportement en service sûr.

L'objet du présent chapitre est de décrire le management des activités qu'ont adopté EDF et les intervenants extérieurs pour la conception, la construction et les essais de démarrage de la centrale nucléaire de Flamanville 3.

Ce chapitre 16 répond à l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base (cet arrêté est appelé « arrêté INB » dans la suite du chapitre) et au décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 relatif aux installations nucléaires de base.

Ce chapitre est complété par une note descriptive « Déclinaison de l'arrêté INB du 7 février 2012 au projet FA3 » en référence [1] et la note « Dispositions relatives à l'application de l'arrêté du 10 août 1984 pour Flamanville 3 » en référence [2] pour les activités ayant été engagées ou réalisées avant le 1er juillet 2013.

#### **1.1. L'EXPÉRIENCE D'EDF**

En vue d'obtenir la qualité et la sûreté requises pour les ouvrages et installations nucléaires de production d'électricité qu'il met en service, EDF effectue les études d'avant-projet des centrales, confie à des intervenants extérieurs l'étude et la réalisation des ouvrages et matériels de ces centrales et assure la coordination entre ceux-ci.

EDF exerce un contrôle sur l'action des intervenants extérieurs, tant au niveau de la conception, qu'à celui de l'exécution des ouvrages, de la construction, du montage et des essais des matériels. Les objectifs à atteindre et les règles techniques qui doivent être suivies sont définis par EDF en lien avec les intervenants extérieurs.

La prise en compte du retour d'expérience sur les règles de l'art et sur l'exploitation du parc nucléaire en exploitation fait l'objet de dispositions particulières qui contribuent à la démarche d'amélioration permanente.

Cette méthode a prouvé son efficacité lors de la réalisation du programme nucléaire existant. Elle est appliquée à la réalisation de l'EPR.

#### **1.2. LES ACTIVITÉS D'EDF ET DES INTERVENANTS EXTÉRIEURS**

##### **1.2.1. Etudes générales**

EDF procède de façon continue à l'établissement et à la mise à jour de documents de doctrine générale qui prennent ensuite place dans les contrats et qui précisent les règles techniques générales qui doivent être respectées (règles techniques relatives à la conception, à la fabrication, aux montages, aux essais de mise en service).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 16

SECTION : -

PAGE : 4/22

STANDARD

De la même façon, EDF définit, en accord avec les intervenants extérieurs, la nature et le contenu des documents que ceux-ci doivent lui soumettre lors de l'exécution des contrats. Enfin, EDF établit des dossiers de standardisation de systèmes, composants ou matériels.

### **1.2.2. Etudes préliminaires à l'engagement de la réalisation d'une tranche sur un site**

A la partie standard du projet sont associés des documents techniques généraux qui prennent ensuite place dans des contrats, et qui fixent, en accord avec les intervenants extérieurs, la nature et les caractéristiques des matériels, les règles techniques particulières à ces matériels, les documents techniques particuliers qu'ils doivent établir.

EDF établit pour l'EPR de Flamanville, un projet spécifique au site choisi. A ce projet, sont associés des documents techniques particuliers à chaque contrat et qui fixent, en accord avec le titulaire du contrat, les conditions particulières auxquelles doit satisfaire le matériel.

### **1.2.3. Réalisation d'une tranche**

EDF assure la surveillance des intervenants extérieurs.

Les intervenants extérieurs procèdent aux études, à la fabrication, au montage et à la mise en service des matériels.

EDF établit un rapport de sûreté dans lequel il rend compte des conditions réelles de la réalisation et auquel il joint les règles générales d'exploitation. Ces documents sont remis à l'ASN (Autorité de Sûreté Nucléaire) en vue de la demande d'autorisation de mise en service du réacteur.

### **1.2.4. Mise en exploitation normale**

Après des essais de démarrage concluants de la tranche, une mise à jour du rapport de sûreté traduit la situation exacte de l'installation au moment de sa mise en exploitation normale. Cette mise à jour du rapport de sûreté est intégrée au Dossier de Fin de Démarrage décrit dans le décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 relatif aux installations nucléaires de base.

### **1.2.5. Exploitation d'une tranche**

EDF exploitera la tranche en se conformant à la réglementation et aux règles générales d'exploitation acceptées par l'ASN. Il procédera à l'entretien des matériels. Conformément aux dispositions en vigueur sur le parc en exploitation, il soumettra à l'ASN, si besoin est, les projets de modifications de l'installation ou des règles générales d'exploitation.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 16

SECTION : -

PAGE : 5/22

STANDARD

## **2. PRINCIPES RELATIFS AU MANAGEMENT DES ACTIVITÉS AU SEIN DE LA DIRECTION INGÉNIERIE ET PROJETS NOUVEAU NUCLÉAIRE (DIPNN)**

La DIPNN a notamment pour mission de piloter les projets du nouveau nucléaire en tant qu'architecte ensemblier. Cinq unités opérationnelles de la DIPNN (la Direction de Projet Flamanville 3 [DPFA3], (le CNEN, le CNEPE, le CEIDRE, le SEPTEN), la DIPDE (Division de l'Ingénierie du Parc, de la Déconstruction et de l'Environnement) et la DP2D (Direction Projets Déconstruction et Déchets) contribuent en fonction de leurs missions et de leurs compétences à la réalisation des activités liées au projet EPR de Flamanville 3.

Chacune de ces entités a mis en place des systèmes de management intégrés (SMI) pour leurs activités nucléaires qui leurs sont propres mais construits sur de mêmes bases. Ils intègrent les éléments liés à la sûreté, la qualité, l'environnement, la sécurité et la santé et ont été établis en cohérence avec les réglementations et normes suivantes :

- Arrêté qualité du 10 août 1984 pour les activités ayant été engagées ou réalisées avant le 1er juillet 2013,
- Arrêté INB du 7 février 2012,
- Norme ISO 9001–2015,
- Norme ISO 14001–2015,
- Norme OHSAS 18001–2007 (pour certaines entités).

Etant fondés sur des standards de référence en matière de management (de gestion) par la qualité, ils constituent des système de management (de gestion) par la qualité, la qualité désignant, au sens générique l'aptitude d'un ensemble de caractéristiques intrinsèques à satisfaire des exigences.

Ils respectent également les recommandations du GSR Part 2 de l'AIEA.

Chaque entité exerce dans le cadre de son système de management intégré des contrôles internes dont les principes sont également définis dans les Manuels de Management de ces entités. Des règles écrites sont définies dans les processus et procédures.

Les unités font régulièrement l'objet d'audits indépendants pour s'assurer de la conformité à leurs référentiels (ISO 9001, ISO 14001 et OHSAS18001 le cas échéant), qui contribuent à leur démarche d'amélioration permanente.

Chaque direction est responsable du contrôle de ses unités. A la DIPNN, la Mission Analyse Évaluation (MAE) de la DIPNN contrôle par des audits que les dispositions des systèmes de management des Unités de la Direction Ingénierie et Projets Nouveau Nucléaire sont correctement appliquées et efficaces. Elle vérifie la cohérence des interfaces propres à garantir la qualité d'ensemble.

Toutes les entités font également l'objet d'audits commandités par EDF afin de vérifier que les organisations mises en place et les contrôle internes sont efficaces.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 16  
SECTION : -  
PAGE : 6/22  
STANDARD

## **2.1. CULTURE DE SÛRETÉ**

Une priorité absolue est accordée à la sûreté nucléaire, pour laquelle chaque acteur de la DIPNN doit s'impliquer personnellement, grâce à une véritable culture de sûreté. Cette priorité est affirmée dans la politique sûreté de la DIPNN.

L'ensemble des personnels amené à intervenir au niveau de l'ingénierie nucléaire (et notamment sur des activités importantes pour la protection) est formé afin d'acquérir notamment les principes de la démarche sûreté et d'intégrer les grands principes de la culture de sûreté (selon l'INSAG 4 – Culture de sûreté - AIEA) : attitude interrogative, démarche rigoureuse et prudente, communication.

Pour les intervenants extérieurs, un document contractuel spécifique sur la culture sûreté leur est transmis. Il précise les principes organisationnels et comportementaux qui s'inscrivent dans une démarche de développement de la culture sûreté. Ces principes doivent être déclinés chez leurs sous-traitants. Pour les interventions sur site, des formations spécifiques (qualité sûreté) sont requises.

## **2.2. POLITIQUE EN MATIÈRE DE PROTECTION DES INTÉRÊTS**

Conformément au chapitre III de l'arrêté INB, la DIPNN a établi une politique intégrée en matière de protection des intérêts mentionnés à l'article L.593-1 du Code de l'Environnement (la sécurité, la santé, la protection de la nature et de l'environnement).

Cette politique a pour ambition de rassembler les politiques EDF et les exigences réglementaires qui s'appliquent (code de l'environnement, code du travail). Elle a pour objectif de préciser les ambitions et les engagements de la DIPNN pour sa mise en œuvre dans ses différentes activités (EDF et intervenants extérieurs). Elle est communiquée à tous les agents.

Cette politique est déclinée dans chacune des entités de la direction et communiquée aux intervenants extérieurs.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 16

SECTION : -

PAGE : 7/22

STANDARD

### **3. MANAGEMENT DES ACTIVITES DU PROJET DE L'EPR FLAMANVILLE 3 (FA3)**

Par délégation du COMEX, la DIPNN, sous l'autorité de son directeur, assure la MOA du projet. Elle en confie la MOE à la Direction de Projet FA3. Du fait des délégations de pouvoirs détenues successivement du Conseil d'Administration EDF SA par le Président Directeur Général (PDG), du PDG par le Directeur Exécutif Groupe en charge de la DIPNN et de celui-ci par le Directeur du projet Flamanville 3, le Directeur du projet Flamanville 3 est le représentant de l'exploitant nucléaire EDF SA pour l'INB Flamanville 3 jusqu'à sa mise en service. La DP FA3 par délégation aussi assume la MOA dans le domaine de la sécurité. Elle s'appuie sur :

- les autres unités de la DIPNN (CNEN, CEIDRE, CNEPE et SEPTEN), la DIPDE, la DP2D ainsi que la filiale SOFINEL pour les activités techniques ;
- la Direction des Achats pour la sélection des intervenants extérieurs et la négociation des contrats ;
- l'UTO (Unité Technique Opérationnelle de la DPNT) pour les qualifications et les évaluations des intervenants extérieurs ;
- la Division Combustible Nucléaire (DCN) pour le cahier des charges et l'approvisionnement de la première charge combustible ;
- la Direction du Parc Nucléaire et Thermique (DPNT) pour s'assurer de la prise en compte à la conception des besoins de l'exploitant en matière de conduite et de maintenance et pour faire bénéficier l'EPR du retour d'expérience du Parc en exploitation ;
- les autres entités EDF qui sont impliquées dans le projet (Direction Financière, Direction Juridique) selon leur domaine de compétences.

L'organisation du projet est décrite dans le sous-chapitre 1.4.

Le Directeur du Projet Flamanville 3 prend toutes les dispositions nécessaires à l'exercice par EDF SA de sa qualité d'exploitant nucléaire. En particulier il développe un Système de Management (de gestion) qui lui permet de piloter de manière harmonisée et transverse l'ensemble des activités du projet en s'assurant de la priorité absolue accordée à la protection des intérêts visés par le code de l'environnement.

Le Système de Gestion Intégrée (SGI) prescrit par la réglementation (article L-593-6.II du code de l'environnement modifié par ordonnance n°2016-128 du 10 février 2016) ne recouvre que les dispositions organisationnelles et de ressources visant à respecter les exigences relatives à la protection des intérêts. Le périmètre couvert par le système de management (de gestion) du projet Flamanville 3 est plus étendu et couvre l'ensemble des activités du projet.

Le système de management (de gestion) du projet Flamanville 3 repose sur le Système de Management Intégré (SMI) commun au CNEN et à la DPFA3 et sur les notes et instruction du Manuel de Projet EPR Flamanville 3.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 16

SECTION : -

PAGE : 8/22

STANDARD

En particulier le Plan Qualité Projet (PQP) décrit l'organisation des activités :

- Il prescrit l'ensemble des dispositions pour assurer et planifier la qualité pour les activités depuis la conception jusqu'à la mise en service de la tranche ; ces dispositions sont détaillées autant que de besoin dans des instructions.
- Il est applicable à l'ensemble des acteurs EDF du projet. Il demande à chaque entité impliquée dans le projet de décliner ces exigences en interne, en s'appuyant sur son propre système de management (de gestion). Chaque entité prescrit en interne aux acteurs du projet, les dispositions complémentaires éventuelles du Projet par rapport à celles de son propre système de management.

Des coordonnateurs de projet sont identifiés dans chacune des entités (chef de projet délégué pour le CNEPE). Ils ont un rôle de liaison avec le projet. De plus, pour les différents domaines techniques, des instructions du projet détaillent les missions de chaque entité (y compris avec les intervenants extérieurs chargés d'études) dans les différentes phases de la réalisation du produit.

L'organisation du management des activités en exploitation des centrales est traitée dans les Règles Générales d'Exploitation (RGE - chapitre I).

### **3.1. ACTIVITÉS DE CONCEPTION**

Les systèmes de management de DPFA3, du CNEN, du CNEPE, du SEPTEN, du CEIDRE, de la DIPDE, de la DP2D et de SOFINEL décrivent en détail l'organisation, les processus et le fonctionnement de ces entités.

Les activités de conception sont réparties entre les entités conformément aux principes généraux suivants :

La DPFA3 :

- est chargée du pilotage global du projet (actions définies au paragraphe 1.2.2, au paragraphe 1.2.3 et au paragraphe 1.2.4),
- coordonne les activités du CNEN, du CNEPE (via le Chef de projet délégué), de la DIPDE, de la DP2D, du SEPTEN, du CEIDRE, de SOFINEL et les relations avec les représentants de l'exploitant,
- rend compte à l'ASN des événements significatifs vis-à-vis de la sûreté, de la radioprotection et de l'environnement en se faisant assister par le CNEN, le SEPTEN, le CEIDRE, le CNEPE, de la DIPDE et de la DP2D, si nécessaire,
- assure le pilotage et la surveillance des contrats chaudière et contrôle commande.

Le CNEN réalise des études :

- pour l'îlot nucléaire, il exerce la surveillance de certaines activités réalisées par SOFINEL et lui notifie les positions d'EDF,
- pilote certains contrats de l'îlot nucléaire.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 16

SECTION : -

PAGE : 9/22

STANDARD

Le SEPTEN :

- a piloté et partiellement réalisé les actions définies au paragraphe 1.2.1,
- réalise certaines études spécifiques définies au paragraphe 1.2.2 et au paragraphe 1.2.3,
- tient à jour le référentiel des applications scientifiques qualifiées utilisées par EDF ou ses intervenants extérieurs dans les études support à la démonstration de sûreté,
- intervient comme support auprès des autres Unités, dans ses domaines de compétences.

Le CNEPE, pour l'îlot conventionnel et les installations principales de site :

- est chargé des actions définies au paragraphe 1.2.1, au paragraphe 1.2.2, au paragraphe 1.2.3 et au paragraphe 1.2.4,
- pilote les contrats îlot conventionnel (Conventional Island & Balance of Plant (CI&BOP)),
- exerce la surveillance des études des intervenants extérieurs et leur notifie les positions d'EDF.

La DIPDE :

- est chargée des actions définies au paragraphe 1.2.1, au paragraphe 1.2.2 et au paragraphe 1.2.3 en support de la DPFA3 pour les aspects d'études environnementales et préparation des opérations de déconstruction.

La DP2D :

- est chargée des actions définies au paragraphe 1.2.1, au paragraphe 1.2.2 et au paragraphe 1.2.3 en support de la DPFA3 pour le pilotage et la réalisation des activités liées à la déconstruction.

Le CEIDRE :

- réalise la surveillance des fabrications,
- garantit la conformité des équipements qualifiés,
- réalise des études spécifiques,
- intervient en support des autres unités d'EDF dans ses domaines de compétence.

Le CEIDRE, à la demande du CNEN ou du CNEPE, peut réaliser (ou contribuer à) des évaluations techniques de fournisseur.

SOFINEL :

- Ses activités sont décrites dans le paragraphe 7.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 16

SECTION : -

PAGE : 10/22

STANDARD

## **3.2. ACTIVITÉS DE CONSTRUCTION EN USINE**

### **3.2.1. Définition des activités**

Les activités d'EDF concernant la construction en usine sont les suivantes :

- établir et convenir (pièces contractuelles) avec les intervenants extérieurs des règles techniques que ceux-ci doivent respecter dans la construction (choix et mise en œuvre des matériaux, contrôles associés),
- s'assurer que les intervenants extérieurs établissent les spécifications d'équipement prévues par les pièces contractuelles et que ces spécifications satisfont aux règles techniques visées ci-dessus,
- s'assurer que les intervenants extérieurs prennent les dispositions nécessaires pour assurer le management de leurs activités, de façon à ce que les fabrications et les produits soient réalisés conformément aux exigences contractuelles, aux exigences réglementaires et à la bonne pratique industrielle et ce à tous les niveaux de l'éventuelle chaîne de sous-traitance, conformément à l'arrêté INB.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 16

SECTION : -

PAGE : 11/22

STANDARD

### 3.2.2. Organisation

Les activités décrites au paragraphe 3.2.1 ci-dessus sont réparties entre les entités chargées de la réalisation de la façon suivante :

- la DPFA3, avec le support du CNEN, SOFINEL et le CNEPE :
  - s'assurent dans leur domaine de compétences que l'élaboration des prescriptions techniques est cohérente avec les exigences définies concernant les EIP et les AIP ;
  - veillent à ce que les contrats de matériels et d'équipement qu'ils passent contiennent toutes les prescriptions techniques que le fournisseur doit appliquer et définissent de façon claire et complète ses engagements vis-à-vis d'EDF,
  - s'assurent que le titulaire du contrat et les sous-traitants auxquels ils envisagent de s'adresser, disposent de la capacité technique et d'une organisation de la qualité conforme aux exigences de la Spécification Générale d'Assurance de la Qualité (SGAQ). Cette SGAQ permet de satisfaire aux exigences de l'arrêté INB et de les propager autant que de besoin dans toute la chaîne de sous-traitance,
  - exercent la surveillance des études des matériels et équipements objets des contrats,
  - notifient aux intervenants extérieurs les positions d'EDF,
  - rendent compte à l'ASN des événements significatifs vis-à-vis de la sûreté, de la radioprotection et de l'environnement.
  
- Le CEIDRE :
  - définit, avec le SEPTEN et en lien avec les centres d'ingénierie, les exigences techniques relatives à la construction (fabrication et contrôle) : choix des codes et normes de références, rédaction des cahiers de spécifications techniques et autres documents prescriptifs, validation des clauses techniques particulières des contrats,
  - vérifie que la fabrication est bien réalisée conformément aux exigences d'EDF :
    - ◆ en vérifiant en amont que les exigences techniques d'EDF sont bien retranscrites dans les documents techniques (ex : spécification d'équipement) utilisés pour la construction,
    - ◆ en effectuant la surveillance des activités des fournisseurs (activité de fabrication, activité de contrôle, documents utilisés, enregistrements qualité ...) pendant la phase de construction,
  - a la responsabilité d'organiser et de mettre en œuvre les actions de surveillance génériques nécessaires à l'approvisionnement des matériels et logiciels classés de sûreté, qualifiés aux conditions accidentelles et d'en rendre compte à l'ASN,
  - donne aux centres d'ingénierie ses avis sur tout ce qui touche à cette mission de surveillance,
  - établit des compte-rendus de ses actions de surveillance,
  - au travers de sa surveillance, adaptée à chaque matériel, réalise ses actions en usine afin d'identifier le plus en amont possible les éventuels problèmes dont les répercussions porteraient sur la qualité du produit fourni.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 16

SECTION : -

PAGE : 12/22

STANDARD

### **3.2.3. Documents de suivi de fabrication**

Pour tous les matériels et équipements soumis à la surveillance EDF, un plan de qualité est établi par les intervenants extérieurs et/ou leurs sous-traitants comprenant des listes des opérations de fabrication et de contrôle. Ces plans qualité permettent de suivre pas à pas les opérations de fabrication.

Toutefois, pour la fabrication des pièces et produits sidérurgiques ou des composants électriques ou électroniques, l'établissement de tels documents n'est en règle générale pas demandé. Un procès-verbal de fin de fabrication pouvant alors tenir lieu de Plan Qualité a posteriori.

Les intervenants extérieurs établissent des dossiers de fabrication comportant l'ensemble des documents de fabrication tels que liste des opérations, spécifications, procès-verbaux, fiches d'écart, etc.

Conformément aux RCC (§ A 3000), les dossiers complets constituent les rapports de fin de fabrication permettant de retracer l'historique de la fabrication des matériels et équipements.

### **3.2.4. Essais en usines ou en stations d'essais**

#### **3.2.4.1. Essais applicables aux matériels et logiciels de première réalisation**

Ces essais sont des essais de qualification qui visent à s'assurer de la validité de la conception. Ils sont de la responsabilité du SEPTEN ou d'une autre unité responsable désignée par la direction de l'ingénierie EDF pour cette qualification. Cette responsabilité est exercée par la surveillance du prestataire ou fournisseur réalisant les essais considérés.

La procédure d'essais est déclenchée, suivie et sanctionnée par le SEPTEN (ou une autre unité responsable désignée). Le centre d'ingénierie donneur d'ordre et le CEIDRE en sont informés.

Par la suite, des essais complémentaires aux essais de première réalisation peuvent être occasionnés par :

- l'intérêt et éventuellement la nécessité d'investigations complémentaires aux essais de première réalisation,
- une qualification effectuée à une date très antérieure au début de fabrication,
- des modifications demandées par l'intervenant extérieur et acceptées par EDF postérieurement à la qualification.

Il est à noter que ces essais peuvent, selon le matériel ou logiciel concerné, être complétés ou remplacés par des calculs, des évaluations objectives, etc.

#### **3.2.4.2. Essais de fin de fabrication**

La surveillance technique des essais de fin de fabrication et de fonctionnement est assurée par les centres d'ingénierie et/ou le CEIDRE. Cette surveillance porte notamment sur les méthodes, les moyens techniques et humains et la conformité aux exigences contractuelles.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 16  
SECTION : -  
PAGE : 13/22  
STANDARD

La qualité de la fabrication de série est notamment vérifiée :

- par des essais systématiques en fin de fabrication portant sur tous les matériels de la série,
- par des essais sur matériel choisi par sondage.

#### **3.2.4.3. Prélèvement**

Les actions sur prélèvement ont pour objectif de vérifier, en tant que de besoin, par essais ou contrôles, la conformité d'un matériel de série à un modèle de référence. Elles sont mises en œuvre pour les matériels qualifiés aux conditions accidentelles pour lesquels aucun retour d'expérience n'est possible. Elles constituent la boucle de retour ultime mise en place pour garantir la tenue aux conditions accidentelles, au même titre que le REX de fonctionnement sur site constitue la boucle de retour pour les conditions normales.

Les prélèvements sont réalisés et pilotés par le CEIDRE avec l'appui de l'unité responsable de qualification.

### **3.3. ACTIVITÉ DE CONSTRUCTION SUR SITE, DE MONTAGE ET D'ESSAIS DE DÉMARRAGE**

#### **3.3.1. Construction et montage sur site**

Les activités d'EDF concernant la construction et le montage sur le site sont les suivantes :

- s'assurer que les intervenants extérieurs établissent des notices spécifiant notamment les réglages et les contrôles à exécuter aux différentes étapes,
- s'assurer qu'ils prennent les dispositions nécessaires pour parvenir à une exécution et un contrôle satisfaisants et notamment qu'ils effectuent les réglages et les contrôles tels qu'ils sont spécifiés dans les notices,
- s'assurer qu'ils établissent un rapport de fin de montage définissant l'état du matériel avant mise en service. Ce rapport comprend notamment les résultats des relevés, contrôles et épreuves effectués pendant et après le montage.

Ces activités de surveillance sont assurées par la DPFA3, qui se fait assister par le CEIDRE.

#### **3.3.2. Essais de démarrage**

Les essais de démarrage recouvrent l'ensemble des opérations entreprises sur les structures, les équipements, les ensembles fonctionnels et l'installation pour assurer leur mise en service, vérifier leur performance et garantir une exploitation ne présentant aucun danger pour la santé et la sécurité du personnel et du public.

Le chapitre 14 décrit l'organisation de ces essais et les responsabilités afférentes. La présente section du chapitre 16 se limite donc à rappeler les principales règles correspondantes en matière de système de management.

La phase d'essais s'étend du montage à la mise en service.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 16

SECTION : -

PAGE : 14/22

STANDARD

Les activités d'EDF concernant les essais de démarrage sont les suivantes :

- établir des programmes de principe d'essais et des procédures d'exécution d'essais,
- s'assurer que les intervenants extérieurs établissent chacun en ce qui les concerne des programmes de principe d'essais et des procédures d'exécution d'essai précisant notamment le but de l'essai, les dispositifs et performances à contrôler sous l'angle de la sûreté, la liste des mesures à effectuer, les moyens à mettre en œuvre pour l'exécution de ces essais ainsi que les consignes particulières à respecter et vérifier ces documents,
- assurer la conduite des matériels déjà en service et nécessaires aux essais,
- exécuter des essais et analyser leurs résultats,
- s'assurer que chacun en ce qui le concerne exécute l'essai conformément aux procédures d'exécution d'essais et consigne tous les résultats obtenus dans un procès-verbal d'essais,
- s'assurer que chaque intervenant extérieur concerné par l'essai établit un rapport d'essai précisant notamment :
  - les conditions dans lesquelles l'essai a été réalisé,
  - les résultats des essais, anomalies et incidents constatés,
  - l'analyse et l'interprétation de ces résultats.

Les activités d'essai comportent d'une part des actions de surveillance des activités des intervenants extérieurs, d'autre part des actions directes d'EDF (rédaction de programmes de principe d'essais, de procédures d'exécution d'essais, d'exécution d'essais, de documents regroupant plusieurs rapports d'essai, conduite des matériels déjà en service et nécessaires à l'essai)

En ce qui concerne les actions de surveillance des activités des intervenants extérieurs, l'organisation est identique à celle décrite au paragraphe précédent concernant la construction et le montage sur le site.

En ce qui concerne l'établissement des documents d'essais, les actions directes d'EDF sont soumises aux mêmes règles que l'établissement des autres documents d'études (voir paragraphe 1.2.1).

Comme indiqué au paragraphe 4 du sous-chapitre 14.2 en ce qui concerne la conduite des installations déjà en service et l'exécution d'essais, les actions directes d'EDF sont soumises :

- avant chargement, aux règles d'organisation de la qualité de l'ingénierie décrites dans ce chapitre 16,
- après chargement, aux règles d'organisation de la qualité durant l'exploitation (voir Règles Générales d'Exploitation).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 16

SECTION : -

PAGE : 15/22

STANDARD

### **3.4. ÉLÉMENTS ET ACTIVITÉS IMPORTANTS POUR LA PROTECTION DES INTÉRÊTS**

Conformément au chapitre V du titre II de l'arrêté INB, l'identification des EIP pour EPR de Flamanville 3 et des exigences afférentes ont été réalisés par EDF. Les listes intègrent les éléments :

- associés aux risques liés aux incidents et accidents radiologiques, dénommés EIPS (matériels classés de sûreté),
- associés aux risques liés aux incidents et accidents non radiologiques, dénommés EIPR,
- associés aux inconvénients liés au fonctionnement normal et au fonctionnement en mode dégradé des installations, dénommés EIPI.

Le caractère EIP de la structure, équipement ou matériel est précisé dans les pièces techniques du contrat si sa fabrication est confiée à un intervenant extérieur.

De même, les activités importantes pour la protection (AIP) et les exigences afférentes ont été identifiées.

Une AIP peut ainsi concerner une intervention sur un EIP, la documentation afférente à l'AIP ainsi que les mesures organisationnelles.

Les AIP sont identifiées préalablement à leur engagement afin de les réaliser dès l'origine avec le niveau d'exigence adapté.

Le type de document utilisé pour une AIP doit permettre de tracer le contrôle au sens de l'article 2.5.3 de l'arrêté INB et le relier sans ambiguïté à cette AIP.

Lorsque des prestations comportant des AIP sont confiées à des intervenants extérieurs, le caractère EIP de la structure, équipement ou matériel est précisé dans les pièces techniques du contrat. La Spécification Générale d'Assurance de la Qualité (SGAQ) annexée au contrat, leur impose d'identifier leurs propres AIP et celles de leurs sous-traitants. L'intervenant extérieur les soumet pour observations et validation à EDF. Les programmes de surveillance définissent les actions nécessaires pour vérifier l'application de l'arrêté INB par la chaîne des sous-traitants et les critères associés.

Les listes d'AIP et d'EIP sont tenues à jour.

Les comptes rendus du déroulement de ces AIP (conditions d'exécution, contrôle et résultats) qui sont établis par EDF ou demandés aux prestataires sont enregistrés. Selon les activités il s'agit notamment de :

- dossiers d'études,
- dossiers de suivi de fabrication, rapports de fin de fabrication ou procès-verbal de montage,
- de rapports d'exécution d'essais.



### **3.5. COMPETENCES TECHNIQUES ET FORMATION**

Chaque entité est responsable de son personnel afin de garantir que les personnes devant réaliser notamment une activité importante pour la protection (AIP) ont le niveau de compétences suffisant pour la conduire. Les principes généraux pour les ressources humaines sont : formation initiale, formation continue, expérience professionnelle, entretiens évaluation périodiques.

La compétence nécessaire aux activités EDF liées au Projet EPR Flamanville 3 est en premier lieu une compétence collective, bâtie sur une organisation métier par groupes de compétences ; à l'intérieur d'un groupe de compétence, les agents travaillent dans un même domaine d'activité ce qui facilite les échanges, le travail d'équipe et le compagnonnage. Chaque groupe dispose de l'appui de référents spécialistes dans leur domaine.

Chaque entité décrit dans son organisation du système de Management les dispositions permettant d'identifier les compétences requises pour une activité, d'identifier, d'évaluer et pérenniser l'ensemble des compétences individuelles. Un système de Gestion Prévisionnelle des Emplois et des Compétences (GPEC) est mis en place et réévalué périodiquement pour mise à jour des évolutions et/ou adaptations des ressources. Les principales étapes de la démarche sont :

- identification du référentiel de compétence métier (liste des compétences nécessaires à l'exercice des activités y compris habilitation et qualification) et définition d'un plan type de professionnalisation (PTP) à la maille des entités,
- évaluation des compétences des agents sur la base du référentiel métier et définition du plan individuel de professionnalisation (PIP) par agent,
- rédaction d'un bilan annuel de professionnalisation par service (mise à jour du PTP de service) permettant d'avoir une photographie de la compétence collective de chacun des groupes,
- mise à jour annuelle des évolutions et/ou adaptations des ressources dans les services.

Ces compétences sont entretenues et validées par le management.

### **3.6. RETOUR D'EXPÉRIENCE**

Chaque entité définit dans son système de management les dispositions prises pour l'organisation du retour d'expérience (REX). Le retour d'expérience est organisé dans différents domaines :

- Le REX de conception et de réalisation (ou d'ingénierie DIPNN) fonctionne à 2 niveaux (national et unité) et a pour objectifs :
  - d'éviter de faire deux fois les mêmes erreurs,
  - d'intégrer l'historique dans la conception (lien avec le processus documentaire),
  - d'assurer la transmission du savoir,
  - de capitaliser et partager les bonnes pratiques des unités,
- Le REX « organisationnel » est porté par les processus (activités liées à chaque processus) et analysé lors des revues de processus,
- Le REX des intervenants extérieurs est porté par l'UTO et basé sur la prise en compte de leurs évaluations annuelles réalisées par les entités d'EDF,
- Le REX International est porté par la DIPNN.





## **4. PRINCIPES RELATIFS AU MANAGEMENT DES ACTIVITÉS DES INTERVENANTS EXTÉRIEURS**

### **4.1. EXIGENCES**

EDF exige de ses intervenants extérieurs qu'ils aient un système de management des activités conforme à la norme ISO 9001 et spécifie les exigences complémentaires de l'arrêté INB dans les dispositions contractuelles notamment à travers la contractualisation de la SGAQ.

La politique d'EDF et notamment la politique DIPNN des intérêts protégés est également transmise.

Les intervenants extérieurs sont retenus en fonction de leurs compétences techniques dans le domaine pour lequel ils sont consultés (soumission d'un dossier de crédibilité technique). Le processus prévoit également qu'ils soient qualifiés pour réaliser des AIP. Cette qualification est effectuée par l'UTO.

La qualification des intervenants extérieurs pour la réalisation des AIP est effectuée par l'UTO, sur la base d'une Directive EDF (DI 130) et d'un référentiel de qualification permettant, entre autres, de reconnaître les capacités des intervenants à réaliser des prestations avec le niveau de sûreté et de qualité requis dans le cadre du respect des exigences de l'Arrêté INB du 7 février 2012 ; le recours à un intervenant extérieur non qualifié à date par l'UTO est possible moyennant la mise en œuvre d'un processus dérogatoire, tel que prévu dans la Directive citée précédemment. Le processus dérogatoire doit évaluer la capacité technique et la conformité du système de management de celui-ci.

L'UTO s'assure que l'intervenant extérieur dispose d'un système de management conforme à l'ISO 9001 et qu'il sait ou saura appliquer les dispositions prescrites par le contrat et en particulier par la SGAQ et délivre un certificat de qualification.

La qualification est réexaminée annuellement en fonction des bilans de la surveillance transmis par les différentes unités ayant des contrats avec ces intervenants extérieurs, sous la forme de Fiches d'Evaluation des Prestataires (FEP). L'état de la qualification des intervenants extérieurs géré par l'UTO est mis à la disposition des entités.

### **4.2. SURVEILLANCE DES INTERVENANTS EXTERIEURS**

EDF veille à ce que l'arrêté INB soit appliqué dans toute la chaîne de sous-traitance.

La SGAQ prescrit à l'intervenant extérieur de rang 1 le respect des exigences de la norme ISO9001 et les dispositions complémentaires issues de l'Arrêté INB : l'exercice du contrôle des activités par des personnes indépendantes de celles les ayant effectuées, la tenue à jour d'un document de suivi de ses AIP, la déclaration des écarts, la répercussion des exigences à ses propres prestataires.

Elle prescrit qu'à tous les niveaux de la chaîne de sous-traitance, chaque client prenne les dispositions nécessaires pour vérifier la bonne exécution de ses exigences contractuelles auprès de ses prestataires.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 16  
SECTION : -  
PAGE : 18/22  
STANDARD

Elle prescrit également que chaque intervenant extérieur établisse et mette en œuvre le contrôle ou autres activités nécessaires pour assurer que le produit acheté satisfait aux exigences d'achat spécifiées et demande aux intervenants extérieurs d'identifier leurs AIP ainsi que celles de leurs sous traitants.

EDF veille à la mise en œuvre de cette démarche tout au long du processus : à la contractualisation, lors des réunions d'enclenchement et/ou d'avancement, lors de revues techniques de surveillance aussi bien chez les intervenants extérieurs que sur le site.

Lors de la validation des AIP de l'intervenant extérieur, EDF porte attention à la cohérence des AIP notamment via la mise en œuvre de guides à l'usage des prescripteurs.

De plus EDF se réserve le droit de vérifier à tout niveau de la chaîne de sous-traitance la conformité des produits et du système de management de la qualité aux exigences contractuelles, permettant ainsi à EDF de contrôler l'efficacité de la surveillance de ses intervenants extérieurs.

EDF est directement en charge de la prescription et de la surveillance des intervenants extérieurs de rang 1 suivants :

- AREVA titulaire du contrat « chaudière » et du contrat contrôle-commande standard,
- SOFINEL dans le cadre de ses activités décrites au paragraphe 7,
- les titulaires notamment des contrats relatifs aux équipements de l'îlot conventionnel et des installations de site.

Le Plan Qualité du Projet (PQP) spécifie quelles unités sont responsables de surveillance ou contribuent à la surveillance, selon les domaines, pour les contrats d'études et de fabrication.

Les systèmes de management des unités prescrivent l'établissement de programmes de surveillance par chaque unité responsable de surveillance, précisant les contrôles qui seront effectués pour vérifier l'application des exigences et la conformité des produits à la demande, et la tenue à jour de dossier de surveillance. Les programmes de surveillance (prévisionnels) précisent le niveau et le taux de surveillance du contrôle exercé suivant les activités ; ils sont adaptés à chaque intervenant extérieur afin de prendre en compte le REX des activités antérieures et le niveau de confiance accordé. Les résultats des actions de surveillance sont consignés dans des dossiers de surveillance.

La doctrine de surveillance tient compte du classement de sûreté de l'équipement, de la difficulté de réalisation des AIP, de l'appréciation des industriels, et peut tenir compte de la surveillance exercée par l'intervenant extérieur de rang 1.

## **5. TRAITEMENT DES ÉCARTS ET DÉROGATIONS**

Chaque entité applique les modalités de traitement des écarts (études, fabrications, montage et réalisation sur site, essais de démarrage) et dérogations définies dans une procédure commune. Cette procédure relative à la maîtrise des écarts intègre les écarts au sens de l'arrêté INB et du domaine de la sûreté nucléaire.

### **5.1. ÉCARTS**

Le traitement des écarts prévoit la mise en œuvre d'actions curatives et d'actions correctives ou préventives en fonction de l'importance de l'écart.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 16

SECTION : -

PAGE : 19/22

STANDARD

Elle précise les critères associés à la caractérisation et à la déclaration des écarts à l'ASN qui est réalisée par la DPFA3 en tant que pilote opérationnel du projet.

Pour les activités sous-traitées, la SGAQ prescrit aux intervenants extérieurs l'établissement, la tenue à jour de la liste de leurs écarts, la définition de ceux-ci et les exigences associées pour leur traitement. Les dispositions contractuelles définissent les modalités de soumission des écarts à l'accord d'EDF.

La surveillance exercée par le CEIDRE porte également sur l'instruction et le traitement de ces fiches d'écarts par les intervenants extérieurs.

La déclaration des événements significatifs (ES) pour les intérêts protégés décrit les mesures déjà prises ou envisagées pour limiter l'extension ou atténuer les conséquences. Ensuite une information périodique de l'avancement du dossier de suivi des écarts relatifs à des ES est faite à l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN).

Des modalités pour l'appréciation de l'effet cumulé des écarts qui n'auraient pas encore été corrigés sont définies. Cette analyse est réalisée pour servir deux finalités :

- L'évaluation de l'impact des écarts non corrigés sur la poursuite du programme d'essais de démarrage et de sa représentativité.
- L'analyse de sûreté circonstanciée à l'échéance du chargement effectif de la centrale, associée à des mesures compensatoires éventuelles.

Par ailleurs, une analyse de deuxième niveau est réalisée afin d'identifier et analyser les tendances relatives à la répétition d'écarts de nature similaire. Elle s'appuie sur une typologie des écarts.

## **5.2. DÉROGATIONS**

Une dérogation est une demande d'un intervenant extérieur ou d'EDF de ne pas respecter une exigence spécifiée dans un code technique (cf. section 1.6.2 pour la liste des codes). Pour un intervenant extérieur, cette demande de dérogation doit être faite à EDF.

Le traitement et l'acceptation d'une dérogation est à charge d'EDF.

La liste des dérogations aux codes techniques du projet est transmise à l'ASN par la DPFA3.

## **6. EVALUATION DE LA QUALITÉ FINALE**

L'évaluation de la conformité finale est réalisée :

- via les essais de démarrage. Le caractère suffisant de ces essais et la complémentarité de ces essais de démarrage avec les autres essais et contrôles ont été justifiés dans un document rédigé par EDF conformément aux prescriptions INB 167 A et B de l'ASN,
- via l'analyse du cumul des écarts non corrigés en application de l'article de l'arrêté INB 2.7.1 et conformément aux exigences de la PT INB167-1-2. Une démarche de revue des écarts non résorbés doit être initiée dans le cadre de la réalisation des essais de démarrage de la tranche.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 16

SECTION : -

PAGE : 20/22

STANDARD

## 7. MANAGEMENT DES ACTIVITÉS DE SOFINEL

Filiale d'EDF et d'AREVA, SOFINEL réalise des activités d'études pour la construction de l'EPR de Flamanville 3. Son organisation est décrite dans le sous-chapitre 1.4.

Le Système de Management de SOFINEL est conforme à la norme ISO 9001-2008 et respecte les recommandations du GSR Part 2 de l'AIEA.

SOFINEL réalise ses activités selon son organisation et son propre système de management, en veillant à assurer une conformité avec les exigences du système de management du CNEN telles que transcrites dans les spécifications contractuelles notifiées par le Projet, le cas échéant par l'utilisation d'outils communs. Dans le cas des activités menées pour le compte du Projet Flamanville 3 piloté par la DPFA3, les entités de SOFINEL se conforment, tout comme celles du CNEN, au Manuel de Projet, notamment via l'application des instructions de Projet.

En tant qu'intervenant extérieur dans le domaine du nucléaire, SOFINEL est qualifié par EDF, et son système de management est régulièrement audité pour s'assurer qu'il répond à toutes les exigences d'EDF. Les activités de SOFINEL sont notamment auditées chaque année par la DPFA3 et le CNEN afin de vérifier que les dispositions de son système de management sont correctement appliquées et efficaces.

SOFINEL :

- est en charge des études de conception de l'Îlot Nucléaire dans le domaine de l'installation, des systèmes de ventilation, d'incendie et de servitudes,
- assure le pilotage et contribue en assistance à EDF à la surveillance des contrats liés à ces domaines (tuyauteries et robinetterie, IEG/IED, portes, instrumentation, charpentes),
- assure la gestion de la maquette 3D.

L'assistance à la surveillance des intervenants extérieurs est réalisée conformément à l'article 2.2.3 du chapitre II (titre II) de l'arrêté INB.

Afin de garantir qu'EDF conserve et développe dans la durée l'ensemble des compétences nécessaires à l'ingénierie d'études des projets neufs pour l'îlot nucléaire, une Gestion Prévisionnelle des Emplois et Compétences (GPEC) est élaborée conjointement par EDF / CNEN et SOFINEL pour les personnels EDF mis à disposition de SOFINEL. Cette GPEC est pilotée par le CNEN, avec la contribution de SOFINEL. A cet effet, des GPEC en lien avec SOFINEL sont établies pour les domaines de compétences partagées entre le CNEN et SOFINEL (Génie Civil – Installation - Etudes transverses, Electricité, Composants, Conception des Systèmes). Selon les mêmes principes, le personnel EDF des entités du CNEN et de SOFINEL est rattaché au Plan de Développement des Compétences (PDC) du domaine concerné, et les correspondants EDF des entités de SOFINEL contribuent, tout comme ceux du CNEN, à l'animation des actions menées au sein du PDC.

L'assistance à la surveillance assurée par SOFINEL permet à EDF de bénéficier des compétences développées dans le cadre des études détaillées réalisées par SOFINEL.

Elle contribue par ailleurs à faire profiter l'exploitant EDF du retour d'expérience (REX) de la surveillance réalisée sur d'autres projets [ ].



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 16

SECTION : -

PAGE : 21/22

STANDARD

Pour le projet Flamanville 3, SOFINEL pilote et participe à la surveillance de contrats, qui comportent des AIP. Cela consiste :

- à participer à l'évaluation technique des offres,
- à rédiger un programme de surveillance, sur la base d'une analyse des risques liés au contrat et à l'intervenant extérieur. Celui-ci définit l'organisation et l'ampleur des actions de surveillance exercées par SOFINEL, et est mis à jour régulièrement.
- à analyser des documents émis par les intervenants extérieurs, la rédaction des fiches d'observation sur les documents, et l'instruction des Fiches d'écarts ou de Non-conformité (FNC), la validation des Autorisations d'Expéditions sur Site (AES) des matériels, sur la base des programmes de surveillance préétablis.
- En conformité avec le chapitre II de l'arrête INB du 7 février 2012, les éléments permettant la maîtrise par EDF des activités de SOFINEL sont déclinés contractuellement. En particulier :
- Pour les contrats concernés, la validation des AIP fournisseurs et les actions de surveillance des activités AIP sont réalisées à SOFINEL par du personnel sous la responsabilité de personnel salarié d'EDF SA mis à disposition de SOFINEL ; les AIP concernées portent à la fois sur les phases études, fabrications et montages.
- Des actions de contrôle interne sur la surveillance des activités AIP sont menées à SOFINEL par du personnel salarié d'EDF SA.
- EDF / CNEN assure par ailleurs, en lien avec la mission sûreté de SOFINEL, une vérification indépendante des activités de SOFINEL par sondage sur les activités à enjeu. Ces activités à enjeu concernent les AIP / EIP pour le projet FA3 et d'autres activités à fort enjeu vis-à-vis de la réussite du Projet et de la maîtrise générale des compétences d'ingénierie. Le périmètre et les modalités font l'objet d'un programme de vérification annuelle.
- La réalisation d'un audit annuel par la DPFA3 et le CNEN du système de management de SOFINEL permet de s'assurer de la bonne mise en application des exigences formulées, en particulier pour les activités AIP, en complément des actions de vérification indépendante décrites plus haut.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 16

SECTION : -

PAGE : 22/22

STANDARD

**LISTE DE RÉFÉRENCES**

- [1] Note réf. D305116048060 A - « Déclinaison de l'arrêté INB du 07 Février 2012 au Projet FA3 »
- [2] Note ECMT060056 D - « Dispositions relatives à l'application de l'arrêté du 10 août 1984 pour Flamanville 3 »



## **SOMMAIRE CHAPITRE 17**

### **17 - INTERFACE HOMME – MACHINE**

#### **17.0 - EXIGENCES DE SÛRETÉ**

#### **17.1 - OBJECTIFS DU PROGRAMME D'INGÉNIERIE DES FACTEURS HUMAINS (IFH)**

#### **17.2 - PROGRAMME D'INGÉNIERIE DES FACTEURS HUMAINS**

#### **17.3 - PRINCIPES DE CONCEPTION DE L'INTERFACE HOMME- MACHINE**

#### **17.4 - SYSTÈMES DE L'INTERFACE HOMME-MACHINE**



## SOMMAIRE

<b>17.3.PRINCIPES DE CONCEPTION DE L'INTERFACE HOMME- MACHINE .....</b>	<b>3</b>
<b>1. RÔLE DU PERSONNEL D'EXPLOITATION .....</b>	<b>3</b>
<b>1.1. PRINCIPES D'EXPLOITATION.....</b>	<b>3</b>
<b>1.2. COMPOSITION ET RÔLE DU PERSONNEL D'EXPLOITATION .....</b>	<b>3</b>
<b>1.2.1. OPÉRATEURS.....</b>	<b>4</b>
<b>1.2.2. CHEF D'EXPLOITATION DÉLÉGUÉ .....</b>	<b>5</b>
<b>1.2.3. CHEF D'EXPLOITATION .....</b>	<b>5</b>
<b>1.2.4. AUTRES INTERVENANTS .....</b>	<b>6</b>
<b>1.2.5. INGÉNIEUR SÛRETÉ.....</b>	<b>6</b>
<b>1.3. AUTOMATISATION.....</b>	<b>6</b>
<b>1.3.1. PRINCIPES ET CRITÈRES D'AUTOMATISATION .....</b>	<b>6</b>
<b>1.3.2. MODALITÉS D'AUTOMATISATION.....</b>	<b>7</b>
<b>2. BESOINS EN INFORMATIONS ET COMMANDES .....</b>	<b>7</b>
<b>2.1. INFORMATIONS PRÉSENTÉES A L'OPERATEUR.....</b>	<b>8</b>
<b>2.2. ORGANISATION DE LA PRÉSENTATION DES INFORMATIONS.....</b>	<b>8</b>
<b>2.2.1. VISION GÉNÉRALE DE L'ÉTAT DE LA CENTRALE.....</b>	<b>8</b>
<b>2.2.2. PRÉSENTATION DE L'IMAGERIE EPR .....</b>	<b>9</b>
<b>2.2.3. NIVEAU DE GUIDAGE .....</b>	<b>10</b>
<b>2.2.4. ACCÈS AUX INFORMATIONS .....</b>	<b>11</b>
<b>2.2.5. CODAGE ET PRÉSENTATION DES INFORMATIONS .....</b>	<b>11</b>
<b>3. ALARMES.....</b>	<b>11</b>
<b>3.1. OBJECTIF DES ALARMES .....</b>	<b>11</b>
<b>3.2. EXIGENCES RELATIVES AU TRAITEMENT D'UNE ALARME.....</b>	<b>12</b>
<b>3.3. CLASSEMENT DES ALARMES.....</b>	<b>13</b>
<b>3.3.1. ALARME DE GRAVITÉ 1.....</b>	<b>13</b>
<b>3.3.2. [ ] .....</b>	<b>14</b>
<b>3.3.3. [ ] .....</b>	<b>14</b>
<b>3.3.4. [ ] .....</b>	<b>14</b>
<b>3.3.5. ALARME INCENDIE .....</b>	<b>14</b>
<b>3.4. ECRAN D'ALARME, VERRINE D'ALARME, LISTE D'ALARME.....</b>	<b>14</b>
<b>3.5. FICHES D'ALARME .....</b>	<b>15</b>
<b>4. PROCÉDURE DE CONDUITE .....</b>	<b>15</b>





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 17.3

SECTION : -

PAGE : 2/16

STANDARD



## **17.3. PRINCIPES DE CONCEPTION DE L'INTERFACE HOMME- MACHINE**

### **1. RÔLE DU PERSONNEL D'EXPLOITATION**

#### **1.1. PRINCIPES D'EXPLOITATION**

- **Conduite centralisée du procédé**

La conduite et la supervision du procédé sont centralisées dans la salle de commande principale (SdC). Celle-ci fournit toutes les informations sur le procédé, les commandes et les moyens de communication nécessaires au contrôle de l'état de la centrale et à son exploitation dans tous les états, y compris la mise en service, la maintenance, le rechargement, le fonctionnement en puissance et les conditions accidentelles.

- **Stations de commande locales**

Cependant, des commandes manuelles peuvent être placées en dehors de la salle de commande principale, en local sur l'installation. Elles sont manœuvrées par des agents de terrain sur demande des opérateurs de la SdC pour des fonctions :

- qui requièrent une indépendance de la salle de commande principale ou,
- qui sont autonomes et ne requièrent que quelques rares actions de commande et aucune coordination ou une coordination très limitée avec la SdC ou,
- qui ne requièrent pas d'actions de commande manuelles rapides en cas de défaillances du système ou d'incidents.

Bien que ces fonctions ne soient pas commandées depuis la SdC, elles peuvent cependant y être surveillées.

- **Station de repli (SdR)**

En cas d'indisponibilité de la SdC, une station de repli (SdR) est prévue pour amener la centrale à l'état sûr et la maintenir dans cet état. La concomitance de cette indisponibilité et d'un accident n'est cependant pas prise en compte dans la conception.

- **Local Technique de Crise (LTC)**

En moyen d'assistance à la conduite post-accidentelle, un local technique de crise (LTC) fournissant des informations et des moyens de communication est prévu sur l'installation. Il peut être utilisé en cas d'accidents par une équipe d'assistance composée d'experts conseillant le personnel d'exploitation.

#### **1.2. COMPOSITION ET RÔLE DU PERSONNEL D'EXPLOITATION**

La centrale est exploitée par deux opérateurs en fonctionnement normal. En arrêt de tranche, un troisième opérateur peut être présent pour compléter l'équipe. En situation incidentelle ou accidentelle, un superviseur est également appelé en salle de commande. L'équipe de conduite est également composée d'un Chef d'Exploitation, d'agents de terrain ainsi que d'un Délégué Sécurité en Exploitation.

Cette organisation permet une répartition du travail et des responsabilités permettant d'éviter les surcharges d'activités des opérateurs.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 17.3

SECTION : -

PAGE : 4/16

STANDARD

Cette organisation permet :

- De réaliser la conduite et la surveillance de l'installation,
- D'assurer la communication en salle de commande et à l'extérieur, notamment de gérer les interfaces avec les autres métiers,
- D'assurer une redondance des acteurs en cas d'aléas,
- D'assurer un nombre d'acteurs suffisant pour gérer la conduite en cas de défaillances multiples.

### **1.2.1. Opérateurs**

Les opérateurs ont pour tâche de :

- Pendant l'exploitation de la centrale :
  - réaliser ou contrôler la conduite de l'installation conformément au programme de charge et au planning des activités,
  - réaliser (ou demander) les actions manuelles nécessaires pour mettre en / hors service ou modifier la configuration des circuits de l'installation en régime normal ou après un accident,
  - contrôler la sûreté et la disponibilité de l'installation au travers des paramètres et de toutes les informations fournies par les systèmes informatiques ou conventionnels,
  - réaliser les contrôles et les essais périodiques afin de garantir que tous les systèmes de sûreté sont entièrement disponibles,
  - alerter le superviseur CIA en cas d'anomalie de fonctionnement,
  - appeler le Chef d'Exploitation en cas d'atteinte de certains critères,
  - lancer toute action corrective en cas de dysfonctionnement d'un équipement ou d'événements imprévus en plus des actions automatiques,
  - demander des actions correctives à des opérateurs locaux ou du personnel de maintenance si des actions depuis la SdC ne sont pas suffisantes,
  - tenir compte de l'indisponibilité de l'équipement pendant la maintenance et le fonctionnement et prendre les dispositions nécessaires pour configurer les circuits ou faire fonctionner la centrale de manière à respecter les Règles Générales d'Exploitation,
  - exécuter les actions appropriées en plus ou après la mise en application des actions automatiques suite à un accident,
  - exécuter la requalification des matériels en coopération avec les agents de terrain.
- pendant le démarrage de l'installation :
  - réaliser les essais en collaboration avec les ingénieurs d'astreinte,
  - rester en contact avec les agents de terrain,
  - tenir compte de l'état de la totalité de l'installation et de ses systèmes afin de s'assurer que les essais peuvent être réalisés en toute sûreté et en toute sécurité.
- pendant l'arrêt de tranche :
  - exécuter les actions de requalification des matériels en coordination avec les opérateurs locaux.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 17.3

SECTION : -

PAGE : 5/16

STANDARD

- détection et lutte contre l'incendie :

Les opérateurs sont également compétents pour traiter les alarmes de détection et de lutte contre l'incendie (conjointement avec le Délégué Sécurité en Exploitation). Ils font appel à l'équipe de première intervention suite aux alarmes de détection d'incendie.

### **1.2.2. Chef d'Exploitation Délégué**

En Conduite Normale, le Chef d'Exploitation Délégué assure les missions définies comme suit :

- assurer la coordination technique de l'équipe de quart en appui du Chef d'Exploitation ; il porte le respect des exigences d'exploitation, en relais du Chef d'Exploitation sur les Projets et fédère les métiers et son équipe autour des priorités d'exploitation,
- gérer les demandes de travaux et les menaces de production,
- être garant du processus de relève,
- être garant du contrôle technique des activités Conduite de son quart,
- en cas d'aléa, assurer le pilotage jusqu'à la désignation d'un nouveau pilote et contribuer activement à la résolution du problème.

En Conduite Incidentelle ou Accidentelle, le Chef d'Exploitation Délégué devient le superviseur en CIA et assure les missions définies comme suit :

- contrôler le fonctionnement et veiller à la cohérence avec les principes de sûreté et de disponibilité de l'installation,
- contrôler l'adéquation de l'état de tranche avec la stratégie demandée,
- s'assurer de la pertinence des actions demandées,
- réaliser la priorisation des actions pour les opérateurs,
- faire le lien entre l'équipe et les demandes de l'IS/CE,
- faire l'interface dans le cadre de la sollicitation des astreintes.

### **1.2.3. Chef d'Exploitation**

Le Chef d'Exploitation assure les missions définies comme suit :

- faire la liaison avec le gestionnaire de réseau, en tenant compte de la disponibilité de l'installation et des systèmes de la centrale ainsi que des exigences du dispatching,
- informer la direction du site en cas d'incident/accident,
- communiquer avec l'équipe présente dans le Local Technique de Crise (LTC) en cas d'accident,
- coordonner la lutte contre l'incendie tant qu'une organisation spécifique n'est pas mise en place,
- en CIA, appliquer le document de Surveillance Permanente d'Etat tant que l'Ingénieur Sûreté n'est pas arrivé,
- réaliser l'interface entre l'Ingénieur Sûreté et l'équipe de conduite.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 17.3

SECTION : -

PAGE : 6/16

STANDARD

#### **1.2.4. Autres intervenants**

En fonction de l'état de tranche, le personnel d'exploitation sus-mentionné est épaulé par du personnel supplémentaire comme des opérateurs additionnels lors du démarrage ou de l'arrêt, des automaticiens, des agents de terrains et un Délégué Sécurité en Exploitation. Certains d'entre eux ne sont nécessaires que temporairement.

#### **1.2.5. Ingénieur sûreté**

Un ingénieur sûreté d'astreinte peut également être présent en salle de commande.

En conduite normale, il est responsable de l'évaluation quotidienne des paramètres et conditions d'exploitation. Il est également responsable des vérifications permettant de porter un jugement critique sur l'état de sûreté de l'installation.

En conduite incidentelle/accidentelle, il vérifie de manière indépendante le résultat de l'activité de l'équipe en appliquant une consigne dédiée. Il peut demander, si nécessaire, un changement de stratégie. Il intervient auprès du chef d'exploitation ou du superviseur. Il met en œuvre les principes de la doctrine Approche Par Etats. Il surveille les critères d'entrée dans le domaine des accidents graves et fait déclencher le Plan d'Urgence Interne par le chef d'exploitation quand cela est requis.

### **1.3. AUTOMATISATION**

#### **1.3.1. Principes et critères d'automatisation**

L'automatisation est mise en place selon des critères généraux prédéfinis dans la mesure où des améliorations importantes sont identifiées en terme de sûreté, de disponibilité ou de coût.

Les tâches requérant une réaction rapide ou hautement fiable doivent nécessairement être automatisées :

- actions de conduite accidentelle requises dans un délai inférieur à 30 mn pour atteindre l'état contrôlé ou l'état d'arrêt sûr,
- actions requises à court terme pour prévenir un danger pour le personnel ou une dégradation irréversible de matériels.

En complément de ces critères, le niveau d'automatisation découle de l'application de la démarche suivante :

- établissement d'une liste de critères opérationnels (cf. liste ci-dessous),
- proposition par les concepteurs d'une liste d'actions de conduite à automatiser, sur la base de l'expérience d'exploitation (N4 en particulier) et au regard des critères retenus (ces critères sont un support de questionnement),
- consultation des équipes opérationnelles des tranches du Parc en exploitation pour proposer une liste d'actions à automatiser,
- analyse technique et confrontation par les concepteurs des propositions, de façon à définir les actions retenues pour automatisation.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 17.3

SECTION : -

PAGE : 7/16

STANDARD

Les critères d'automatisation des séquences de conduite servant de guide à l'analyse sont les suivants :

- C1 : Tâches monotones ou répétitives, conduisant à une surcharge de travail si elles ne sont pas automatisées.
- C2 : Actions sur des composants requises dans un temps très court pour maintenir la disponibilité de l'installation ou pour gérer des transitoires non contrôlables par les régulations.
- C3 : Variation des points de consigne des chaînes de régulation.
- C4 : Séquences d'arrêt/démarrage de gros composants si jugement de l'opérateur non requis.
- C5 : Adaptation des systèmes participant aux changements de puissance de l'installation et nécessaires dans un délai court.
- C6 : Fonctions requises pour les changements d'état de tranche et dont l'absence pourrait conduire à des actions compliquées ou longues.
- C7 : Fonctions requises pour les changements d'état de tranche et dont la mise en exécution manuelle pourrait augmenter la charge de l'équipe de conduite.
- C8 : Relevé de seuils de paramètres dans les phases de changement d'état de l'installation.
- C9 : Fonctions de changement de paramètres de contrôle commande pour la conduite en prolongation de cycle.
- C10 : Fonctions requises lors des phases de démarrage et d'arrêt, et dont chacune, prise séparément est simple, mais dont la réalisation en parallèle peut causer une surcharge de travail aux opérateurs.
- C11 : Tâches qui doivent être réalisées fréquemment pendant les phases de démarrage et d'arrêt.
- C12 : Tâches qui ont une longue durée pendant les phases de démarrage et d'arrêt.
- C13 : Tâches qui ont une influence directe sur la disponibilité, particulièrement celles qui réduisent les phases de démarrage et d'arrêt.

Note : Les lignages sont réalisés manuellement.

### **1.3.2. Modalités d'automatisation**

L'automatisation doit être réalisée de telle manière que l'opérateur doit, à chaque instant, rester maître de l'installation afin de faire face :

- d'une part à la diversité et la variabilité des situations de travail que les automatismes ne peuvent prendre en compte de façon exhaustive,
- d'autre part, à la défaillance des automatismes qui suppose de reprendre la conduite en manuel.

## **2. BESOINS EN INFORMATIONS ET COMMANDES**

Des informations sont transmises à l'équipe de conduite afin de lui permettre d'évaluer l'état de l'installation avant d'entreprendre toute action manuelle et de lui fournir les comptes rendus des actions entreprises.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 17.3

SECTION : -

PAGE : 8/16

STANDARD

## **2.1. INFORMATIONS PRESENTÉES A L'OPERATEUR**

Les informations à présenter à l'opérateur concernent les domaines suivants. Elles lui apportent le support nécessaire pour ses interactions avec le procédé à l'aide des dispositifs de commande informatiques et conventionnels :

1. état des équipements de la centrale : les systèmes et composants fluides, mécaniques, électriques et de Contrôle-Commande (dans la mesure où les opérateurs peuvent interagir dessus ou si des informations les concernant sont nécessaires),
2. dynamique des procédés et liens fonctionnels entre les sous-procédés,
3. fonctions d'automatisme (boucles de régulation, séquences automatiques, protections, diagnostic automatique, ...) et leur lien avec l'état du procédé.

Les informations sont communiquées aux opérateurs via des informations d'état et des alarmes, indépendamment de la technologie des systèmes IHM :

- comptes rendus d'état des matériels (ouvert, fermé, marche, arrêt, ...),
- comptes rendus d'état sur des fonctions automatisées des systèmes (en marche, à l'arrêt, ...),
- comptes rendus de la mise en service automatique (mise en service d'une limitation, d'un déclenchement, d'une protection...),
- informations analogiques en suivi et gammes d'affichage associées,
- alarmes indiquant des perturbations et des défaillances de fonctions, des systèmes ou des composants.

## **2.2. ORGANISATION DE LA PRÉSENTATION DES INFORMATIONS**

### **2.2.1. Vision générale de l'état de la centrale**

Une des tâches essentielles des opérateurs est la surveillance de l'état de l'installation afin de s'assurer que tous les systèmes nécessaires sont disponibles, pour réaliser d'éventuelles actions correctives.

Ceci requiert une vision générale de l'état de l'installation et de ses systèmes. Cette vision doit être garantie malgré les propriétés spécifiques de la visualisation sur écran qui est potentiellement réduite par la dimension limitée des formats d'affichage et le nombre limité d'informations affichées au même moment.

Trois méthodes essentielles sont appliquées pour pallier ces problèmes :

1. L'utilisation de grands écrans / affichage multi-écrans / grands panneaux offrant une restriction spatiale moins importante.
2. Une présentation adaptée aux différentes tâches de l'opérateur.
3. L'utilisation d'informations calculées, pré-traitées et synthétisées, permettant d'interpréter rapidement l'état d'un système (rassemblement de plusieurs signaux de capteurs afin de fournir un seul signal ; résumer les informations d'état et de statut de fonctions d'un système, pour fournir une information synthétique).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 17.3

SECTION : -

PAGE : 9/16

STANDARD

## 2.2.2. Présentation de l'imagerie EPR

Les images du Moyen de Conduite Principal (MCP) sont organisées en fonction de la tâche de l'opérateur, ainsi qu'en fonction du régime de conduite normal ou accidentel de l'installation, suivant le principe général de réduire le nombre d'images utilisées pendant une tâche.

Les images sont regroupées en deux grandes catégories : les images reliées au procédé (images de procédé) et les images portant des instructions de conduite ou des informations statiques (images de consigne).

### 2.2.2.1. Description des images de procédé

Les images de procédé portent des objets graphiques actifs ou interactifs fournissant des informations sur l'état du procédé (mesures physiques sur l'installation, états des actionneurs, information de synthèse, courbes, ...) ou permettant de passer des commandes (ordre de mise en service ou à l'arrêt d'actionneurs, choix, réglage de régulation,...). Elles portent également des objets graphiques permettant la navigation entre les images, ainsi que des dessins fond de plan mettant en contexte les objets actifs ou interactifs. Elles permettent, en fonction de leur nature, de visualiser l'état du système ou des actionneurs, de transmettre l'ordre de changement d'état (marche / arrêt, lignage) quand cela est nécessaire.

Au sein des images de procédé, on distingue :

- Les **images de commande** :

Elles se situent au niveau du système élémentaire, même si les frontières délimitant les images ne sont pas toujours exactement celles des systèmes afin d'être ajustées aux activités de conduite. Par principe, ces images sont les seules à porter les objets graphiques à partir desquels les commandes aux actionneurs sont possibles.

- Les **images d'état** :

Elles sont développées en adéquation avec les objectifs et activités de conduite (normale et accidentelle). Composées d'afficheurs de mesure de grandeurs physiques sur l'installation, de médaillons de courbes, de diagrammes de pilotage, d'informations de synthèse relatives aux systèmes utilisés, elles offrent à l'opérateur les éléments nécessaires à la vision globale de son activité.

Ces images d'état peuvent elles-mêmes être décomposées en différents sous-groupes en fonction des rôles qui leur sont attribués. On trouve ainsi, d'une manière non exhaustive :

- des images de décomposition d'informations de synthèse :

Elles sont associées à certaines des informations de synthèse affichées à l'écran pour permettre à l'opérateur de comprendre le résultat présenté par la machine par représentation schématique des traitements internes.

- des images de suivi de l'état des gros matériels :

Elles présentent les éléments physiques autour d'un gros matériel comme une pompe par exemple permettant de surveiller son bon fonctionnement.

- des images de diagnostic automatique (DA) :

Elles présentent d'une manière synthétique les paramètres physiques de l'installation permettant une orientation dans la conduite incidentelle ou accidentelle.

- des images de décomposition du diagnostic automatique :



Elles présentent sous forme graphique le cheminement suivi par la machine pour proposer aux opérateurs un diagnostic automatisé sur la situation incidentelle ou accidentelle en cours et une proposition de méthode à appliquer.

- des images dédiées aux écrans composant le synoptique mural :

Elles fournissent une vue générale de l'installation adaptée à l'état de tranche.

- des images de « tour de bloc » :

Ces images spécifiques permettent aux opérateurs d'assurer l'équivalent d'un « tour de bloc », c'est-à-dire assurer une tâche de surveillance de l'état de l'installation.

- des images de suivi de séquences automatiques :

Elles sont utilisées pour permettre aux opérateurs de surveiller la progression et le bon déroulement de séquences automatiques complexes.

#### **2.2.2.2. Description des images de consigne**

Les images de consigne sont des images d'aide aux opérateurs présentées sous forme de texte statique. Elles sont utilisées comme support pour une partie des instructions de conduite (mode opératoire, fiche d'alarmes) ou pour fournir des informations complémentaires (fiches techniques). Pour certaines de ces images, l'interactivité à des fins documentaires (cochages, annotations, ...) est possible.

Au sein des images de consignes, on distingue :

- Les **modes opératoires** :

Ils décrivent les actions (manipulation d'actionneurs et de composants, vérification de paramètres), et leur ordre d'enchaînement, pour réaliser une tâche élémentaire déterminée. Un mode opératoire est constitué d'un enchaînement chronologique d'actions, présenté sous forme d'une liste ou d'un organigramme.

- Les **fiches d'alarmes** :

Elles sont présentées en détail au paragraphe 3.5.

- Les **fiches techniques additionnelles** :

Ces fiches sont liées aux matériels présents sur l'installation et fournissent des informations variées sur ceux-ci (localisation géographique sur l'installation, plage de fonctionnement, caractéristiques mécaniques, ...).

#### **2.2.3. Niveau de guidage**

En cas d'événement prévu ou imprévu, mais aussi pour le suivi normal de l'installation, les informations présentées doivent :

- permettre l'évaluation de la priorité, de la gravité et de l'impact sur la sûreté et la disponibilité d'un événement dans le contexte de l'état général de la centrale,
- guider l'opérateur à partir d'informations simplifiées vers une procédure ou une fiche d'alarme, par exemple :
  - pour les alarmes, l'activation du signal dans le bandeau d'écran donne accès à la liste des alarmes qui permet d'obtenir la fiche d'alarme comportant la marche à suivre,



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 17.3

SECTION : -

PAGE : 11/16

STANDARD

- pour la conduite accidentelle, le résultat synthétique du diagnostic automatique dans le bandeau d'écran, donne accès à l'image du diagnostic d'état qui permet d'appeler l'image d'état associée à la stratégie à suivre puis aux images de commande et modes opératoires associées.

Le niveau de guidage fourni aux opérateurs (procédures, fiches d'alarme) est en partie intégré dans l'IHM informatisée.

L'information fournie est juste nécessaire, c'est-à-dire qu'elle correspond au plus près au besoin de l'opérateur à l'instant donné. L'utilisation d'information de synthèse ou de voteurs pour éviter l'affichage de capteurs redondants participe à ce principe.

Dans le cas d'un panneau de commande conventionnel, les procédures de commande et les fiches d'alarmes sont disponibles sous forme papier.

Le système de contrôle commande ne supervise pas l'application des consignes de conduite déroulées par l'équipe de conduite. Le respect du suivi du mode opératoire et de la méthode de conduite est uniquement de la responsabilité de l'équipe de conduite.

Note : Les procédures de conduite sont divisées entre des documents papiers, méthode de conduite donnant la stratégie de conduite et des documents portés sur écran, les modes opératoires.

#### **2.2.4. Accès aux informations**

La présentation des informations sur les moyens de conduite doit être suffisamment simple et claire. Sur les interfaces informatisées, cela se traduit par un accès simplifié aux images grâce à des menus d'accès. Sur les interfaces conventionnelles, les informations sont regroupées de manière à faciliter la conduite.

Fondamentalement, l'objectif est de fournir toutes les informations et commandes nécessaires pour entreprendre une activité.

#### **2.2.5. Codage et présentation des informations**

Les résultats des activités d'ingénierie Facteur Humain ont permis d'alimenter les règles de présentation des informations. Les résultats des essais Facteur Humain ont ainsi permis de valider des règles de codage et d'étiquetage, que ce soit sur les interfaces informatisées comme sur les panneaux conventionnels.

### **3. ALARMES**

#### **3.1. OBJECTIF DES ALARMES**

Une alarme est un message d'alerte délivré par le contrôle commande aux opérateurs de conduite pour les avertir d'une anomalie de fonctionnement ou d'état de l'installation et pour leur demander d'engager les actions de traitement appropriées.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 17.3

SECTION : -

PAGE : 12/16

STANDARD

Les alarmes sont composées de signaux TOR utilisés pour afficher des défauts de procédé ou d'équipements, et de signaux sonores et optiques qui attirent l'attention des opérateurs sur l'apparition d'une alarme et les guident vers la fiche d'alarme de l'équipement ou du procédé défaillant.

Les alarmes peuvent être générées lorsque des variables de procédé sortent de leurs plages d'exploitation, lorsque l'équipement n'est pas dans le régime d'exploitation correspondant à la situation de tranche en cours ou lors de la défaillance d'un équipement.

Le lien entre alarme et activité de traitement par l'équipe de conduite est essentiel :

- Seuls les défauts matériels qui ont un impact fonctionnel (par exemple la perte de la surveillance d'une fonction) et qui nécessitent une action corrective de la part de l'équipe de conduite doivent être traités comme des alarmes. Les autres défauts ne devront pas être traités par le système de gestion des alarmes. Ils seront cependant accessibles à l'équipe de conduite à partir des fiches techniques des matériels en défaut sur l'imagerie de conduite ou à partir de listes dédiées.
- L'information sur un changement d'état d'un matériel correspondant à un fonctionnement normal de l'installation pour une situation donnée ne doit pas être traitée comme une alarme. Par exemple on ne délivrera pas d'alarme signalant l'enclenchement d'une pompe sur la position « AUTO » de sa commande. Ce type de retour d'information sur la confirmation d'une action de commande est directement géré au niveau de l'imagerie de conduite et dans des listes dédiées (journal de bord).

Les activités de traitement des alarmes réalisées par l'équipe de conduite (après la phase de détection et d'analyse de l'alarme) concernent :

- la réalisation d'actions de conduite correctives (avec ou sans le support d'une consigne),
- la surveillance du bon fonctionnement d'un automatisme intervenant sur l'anomalie,
- l'appel au service technique concerné pour action,
- la surveillance de l'évolution de l'anomalie,
- l'application d'une spécification issue d'une Règle Générale d'Exploitation,
- la prise en compte de dispositions demandées par le gestionnaire de réseau prévues dans le cadre des notes inter-unités pour conserver ou retrouver l'équilibre production / transport / consommation.

Les défaillances qui n'ont pas d'impact sur la conduite du procédé, qui laissent disponibles les fonctions nécessaires pour les états présents et futurs de la centrale et qui ne peuvent être compensées par l'action directe de l'opérateur, n'ont pas à être signalées par des alarmes vers les opérateurs. Elles peuvent néanmoins être remontées sur l'imagerie ainsi qu'au journal de bord.

### **3.2. EXIGENCES RELATIVES AU TRAITEMENT D'UNE ALARME**

Les opérateurs ne doivent pas être surchargés par de nombreuses alarmes demandant des réactions simultanées. Dans le cas d'alarmes simultanées, les opérateurs doivent être guidés dans la sélection de la bonne priorité de réaction par rapport aux alarmes.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 17.3

SECTION : -

PAGE : 13/16

STANDARD

Ce guidage doit fournir :

- la pertinence de l'événement vis à vis de la sûreté (des actions propres au domaine accidentel sont-elles requises ? Des actions sont-elles requises afin de restaurer la sûreté du système ?),
- la gravité des événements (cela entraîne-t-il la perte d'une fonction, la dégradation d'une fonction ou l'impact n'est-il que mineur ?), il revient aux opérateurs de statuer sur l'urgence d'une alarme, à degré de gravité fixé de conception,
- un faible niveau de synthèse des alarmes afin que les opérateurs puissent les interpréter facilement.

Afin de faciliter le traitement des alarmes, la situation de tranche est prise en compte dans le déclenchement des alarmes afin de ne valider que les alarmes pertinentes pour la situation courante de l'installation.

Si la conduite à tenir pour gérer les conséquences de plusieurs défauts est identique et si la conduite à tenir pour retrouver des conditions de fonctionnement, de disponibilité ou d'utilisabilité normales est identique, alors les défauts initiateurs d'événements distincts doivent être regroupés en une unique alarme.

Les alarmes sont inhibées en cas d'apparition d'une alarme de priorité supérieure pour la même fonction ou le même équipement.

Les alarmes du MCS n'ont pas de traitement de validation selon l'état de tranche. Hormis cette exception, les principes d'élaboration d'alarme, du choix de la gravité d'alarme et de son traitement sont identiques pour chacun des postes MCP, MCS et SdR.

### **3.3. CLASSEMENT DES ALARMES**

Afin de simplifier la décision des opérateurs sur la priorité de traitement en cas d'alarmes multiples (voir ci-dessus), un classement de chaque alarme est nécessaire afin de contrôler la présentation des alarmes sur les dispositifs de commande (couleur, clignotement, signal sonore).

Les alarmes sont classées avec un critère unique : la gravité.

La gravité d'une alarme dépend des conséquences du dysfonctionnement de la fonction ou du système sur la conduite de l'installation au moment de son apparition.

Quatre niveaux de gravité sont définis. La gravité est classée dans l'ordre croissant des niveaux. Ceux-ci sont détaillés ci-après.

Les couleurs associées sur les IHM aux alarmes traduisent cette gravité au travers d'une échelle de couleur allant [ ].

#### **3.3.1. Alarme de gravité 1**

[ ]

[ ]

[ ]



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 17.3

SECTION : -

PAGE : 14/16

STANDARD

**3.3.2. [ ]**

[ ]

**3.3.3. [ ]**

[ ]

**3.3.4. [ ]**

[ ]

**3.3.5. Alarme incendie**

Les alarmes incendies sont remontées sur les baies d'alarme incendie.

La signalisation sonore utilisée pour les alarmes incendie sur la baie incendie est suffisamment repérable pour alerter les opérateurs. Cette signalisation sonore sera bien distincte de la signalisation utilisée pour les alarmes remontées sur les autres IHM (MCP, MCS et SdR).

Les conséquences fonctionnelles de l'incendie sont traitées par des alarmes fonctionnelles au MCP ou au MCS.

**3.4. ECRAN D'ALARME, VERRINE D'ALARME, LISTE D'ALARME**

Les alarmes sont présentées sur les postes informatisés du Moyen de Conduite Principal (MCP), dont la Station de Repli (SdR), ainsi que sur le Moyen de Conduite de Secours (MCS).

En cas d'apparition d'une alarme, l'opérateur est averti par des indicateurs présents dans une zone définie de l'écran de conduite. Chaque niveau de gravité dispose de son propre indicateur coloré.

Le déclenchement d'une alarme est également indiqué par un signal sonore. Pour des événements majeurs (conduisant à une entrée en conduite accidentelle par exemple), leur apparition est annoncée sur un bandeau fixe sur chaque écran des postes de conduite ainsi que par une sonorisation spécifique.

Sur le MCP, en sélectionnant un des indicateurs d'alarme, l'opérateur accédera à la liste des alarmes se rapportant au niveau de gravité correspondant à cet indicateur.

Cette liste n'est pas affichée en permanence. Elle apparaît à la demande de l'opérateur, sur l'écran de conduite de son choix pendant la durée appropriée pour ses actions.

Sur le MCS, les alarmes sont relayées par des verrines d'alarme.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 17.3

SECTION : -

PAGE : 15/16

STANDARD

### 3.5. FICHES D'ALARME

Chaque alarme est associée à une fiche d'alarme indiquant à l'opérateur une consigne à suivre. La fiche d'alarme doit être limitée à un seul folio.

Au MCP (en salle de commande ou en station de repli), la fiche d'alarme apparaît en cliquant sur la ligne correspondante dans une des listes d'alarmes.

Les fiches d'alarme fournissent les informations nécessaires pour comprendre les événements inattendus, signalés par une alarme. Elles donnent notamment :

- Les causes de l'alarme, c'est à dire le type de problème qui est à l'origine du défaut.
- Le défaut élaborant l'alarme (valeur d'un seuil par exemple).
- La conduite à tenir :  
Cette partie de la fiche d'alarme donne à l'opérateur les actions à effectuer (manœuvre sur des organes, appel des services concernés, application des STE, etc.).
- Les conséquences fonctionnelles du défaut :  
Cette partie "Conséquences" liste les conséquences du défaut et les risques associés.
- Le renvoi vers les images de commande :  
Cette partie « images » de la fiche d'alarme permet des renvois vers les images de commande ou d'état qui permettent d'effectuer les vérifications d'actions automatiques et les actions définies dans la conduite à tenir.

Pour le moyen de commande conventionnel, les fiches d'alarme sont rédigées sur papier. Elles comportent les mêmes informations qu'au MCP mais sont adaptées au moyen de commande disponible sur le MCS (pas de renvoi aux images de commande) par exemple.

## 4. PROCÉDURE DE CONDUITE

La procédure de conduite est l'ensemble des règles et des consignes de conduite. Cette terminologie est utilisée pour une exploitation normale, en cas d'incident et en cas d'accident.

La règle de conduite spécifie l'objectif, les principes, la logique, la chronologie et les justifications de la conduite. Les consignes de conduite sont rédigées sur la base d'une ou plusieurs règles de conduite et formalisent le mode opératoire de conduite précis que l'opérateur est tenu de respecter.

Les consignes de conduite sont composées de la "méthode de conduite", présentées sur papier et de modes opératoires présentés à l'écran pour les postes de conduite informatisés (MCP) et sur papier pour le poste conventionnel (MCS).

La méthode de conduite décrit la stratégie des actions à réaliser en fonction de critères prédéterminés d'états physiques ou d'états des composants (les actions sont décrites dans le mode opératoire).

La stratégie est généralement présentée sous forme de diagrammes logiques complétés du repère de l'image d'état du procédé et des "modes opératoires" à utiliser afin de pouvoir suivre les principaux paramètres susceptibles d'évoluer et de permettre l'affichage des images de conduite permettant d'agir sur le procédé.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 17.3

SECTION : -

PAGE : 16/16

STANDARD

Un mode opératoire décrit les actions (commande des actionneurs et contrôle des paramètres), et leur ordre de séquence.

Il est affiché par l'opérateur à l'écran lorsque la procédure le demande. Le Mode Opératoire est sous forme de texte.

Lorsque cela est nécessaire l'opérateur peut appeler, dans les images de conduite, la liste des modes opératoires mentionnés dans la méthode de conduite.



## SOMMAIRE

<b>20. MISE A L'ARRÊT ET DEMANTELEMENT .....</b>	<b>3</b>
<b>0. PRINCIPES GÉNÉRAUX – RÉGLEMENTATION .....</b>	<b>3</b>
<b>0.1. DÉMARCHE RÉGLEMENTAIRE .....</b>	<b>3</b>
<b>0.2. PHASES DU DÉMANTÈLEMENT .....</b>	<b>3</b>
<b>0.3. RÉDUCTION DES RISQUES .....</b>	<b>4</b>
<b>0.3.1. RISQUES SÛRETÉ .....</b>	<b>4</b>
<b>0.3.2. RISQUES RADIOPROTECTION .....</b>	<b>5</b>
<b>0.3.3. RISQUES ENVIRONNEMENTAUX.....</b>	<b>5</b>
<b>0.4. PRINCIPES DE CONCEPTION .....</b>	<b>6</b>
<b>0.4.1. RÉDUCTION DE LA DOSE .....</b>	<b>6</b>
<b>0.4.2. RÉDUCTION DES DÉCHETS .....</b>	<b>7</b>
<b>0.4.3. RÈGLES DE CONCEPTION .....</b>	<b>7</b>
<b>1. MISE EN ŒUVRE POUR LA TRANCHE EPR .....</b>	<b>8</b>
<b>1.1. CHOIX DES MATÉRIAUX .....</b>	<b>8</b>
<b>1.1.1. RÉDUCTION DE L'ACTIVATION .....</b>	<b>8</b>
<b>1.1.2. RÉSISTANCE DES GAINES COMBUSTIBLES .....</b>	<b>8</b>
<b>1.1.3. MATÉRIAUX DANGEREUX .....</b>	<b>8</b>
<b>1.1.4. MATÉRIAUX NON INERTES.....</b>	<b>9</b>
<b>1.1.5. MATÉRIAUX RECYCLABLES .....</b>	<b>9</b>
<b>1.2. DISPOSITIONS CONCERNANT LA CONCEPTION .....</b>	<b>9</b>
<b>1.2.1. DISPOSITIONS FACILITANT LES TRAVAUX DE DÉMANTÈLEMENT.....</b>	<b>10</b>
<b>1.2.2. DISPOSITIONS FACILITANT L'ÉVACUATION DES ÉQUIPEMENTS ET</b> <b>STRUCTURES.....</b>	<b>10</b>
<b>1.2.3. DISPOSITIONS FACILITANT L'ACCÈS DU PERSONNEL EN PHASE DE</b> <b>DÉMANTÈLEMENT .....</b>	<b>11</b>
<b>1.2.4. ÉCRANS NEUTRONIQUES DÉMONTABLES .....</b>	<b>11</b>
<b>1.2.5. DISPOSITIONS CONCERNANT LA CONSTRUCTION .....</b>	<b>12</b>
<b>1.3. DISPOSITIONS CONCERNANT LES ÉQUIPEMENTS ET STRUCTURES .....</b>	<b>12</b>
<b>1.3.1. DISPOSITIONS LIMITANT LA CONTAMINATION DES CIRCUITS .....</b>	<b>12</b>
<b>1.3.2. DISPOSITIONS LIMITANT LA DISSÉMINATION DE LA</b> <b>CONTAMINATION.....</b>	<b>13</b>
<b>1.3.3. DISPOSITIONS FACILITANT LA DÉCONTAMINATION DES LOCAUX ET</b> <b>ÉQUIPEMENTS .....</b>	<b>13</b>





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 20  
SECTION : -  
PAGE : 2/16  
STANDARD

1.3.4. DISPOSITIONS FACILITANT LA MISE HORS TENSION ÉLECTRIQUE DES BÂTIMENTS .....	13
1.3.5. DISPOSITIONS ÉVITANT LA POLLUTION CHIMIQUE.....	14
1.4. DOCUMENTATION .....	14
1.5. CONCLUSION.....	15
LISTE DES REFERENCES .....	16



## **20. MISE A L'ARRÊT ET DEMANTELEMENT**

### **0. PRINCIPES GÉNÉRAUX – RÉGLEMENTATION**

#### **0.1. DÉMARCHE RÉGLEMENTAIRE**

Conformément aux articles L. 593-25 et suivants du code de l'environnement, l'Exploitant de FLA3 devra déclarer à l'ASN et au ministre chargé de la sûreté nucléaire, au moins deux ans avant, sauf préavis plus court dûment justifié, son intention d'arrêter définitivement le fonctionnement de son installation. Sa déclaration indiquera la date à laquelle cet arrêt doit intervenir et précisera, en les justifiant, les opérations que l'Exploitant de FLA3 envisage de mener, dans l'attente de l'engagement du démantèlement, pour réduire les risques et inconvénients pour les intérêts protégés.

La déclaration est portée à la connaissance de la CLI et mise à la disposition du public par l'Exploitant de FLA3 par voie électronique.

Au plus tard deux ans après la déclaration, l'Exploitant de FLA3 adressera au ministre chargé de la sûreté nucléaire un dossier précisant et justifiant les opérations de démantèlement et celles relatives à la surveillance et à l'entretien ultérieurs du site qu'il prévoit.

Le démantèlement est prescrit par décret du ministre chargé de la sûreté nucléaire, après avis de l'Autorité de sûreté nucléaire et enquête publique réalisées selon les mêmes modalités que la demande d'autorisation de création.

Le décret fixe les caractéristiques du démantèlement, son délai de réalisation et, le cas échéant, les opérations à la charge de l'Exploitant après le démantèlement.

A l'issue du démantèlement, l'exploitant adresse à l'ASN une demande de déclassement de l'installation dont la finalité est de faire sortir celle-ci du régime administratif des INB.

#### **0.2. PHASES DU DÉMANTÈLEMENT**

Outre les phases administratives évoquées au paragraphe précédent, le démantèlement d'une installation nucléaire comprend de multiples opérations techniques, dont le résultat final est le déclassement réglementaire du site.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 20

SECTION : -

PAGE : 4/16

STANDARD

Dans la plupart des cas, il se déroule selon la séquence suivante :

- Déclaration de mise à l'arrêt définitif de l'installation par l'Exploitant ;
- Mise à l'arrêt définitif ;
- Phase de préparation des opérations de démantèlement de l'installation, en particulier : retrait des matières fissiles et des liquides radioactifs, les installations nucléaires étant maintenues en exploitation, éventuellement simplifiée ;
- Après obtention du décret de démantèlement (voir paragraphe 0.1 ci-dessus), démantèlement par phases du matériel activé et contaminé ;
- Assainissement des structures ;
- Après contrôles post-assainissement, déclassement partiel ou total de l'installation par décision de l'ASN homologuée par le ministre chargé de la sûreté nucléaire ;
- Démolition.

Les déchets produits par ces opérations sont évacués du site, éventuellement après une période d'entreposage sur site.

Enfin, les structures restantes et le site lui-même sont réaménagés selon les choix de l'Exploitant et les obligations qu'il encourt aux termes des conditions de déclassement.

### **0.3. RÉDUCTION DES RISQUES**

En phase de démantèlement, l'Exploitant s'attachera à réduire les risques au regard des intérêts protégés mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'Environnement. Cela se traduit par des objectifs à atteindre vis-à-vis de ces intérêts protégés.

L'approche Facteur Humain (transverse à tous ces domaines) sera prise en compte dès la phase des études d'avant projet jusqu'à la réalisation des travaux et l'exploitation des installations en démantèlement ; ceci, afin d'optimiser l'organisation des travaux de démantèlement et limiter les risques identifiés ci-dessous.

#### **0.3.1. Risques sûreté**

En phase de démantèlement, une fois le combustible évacué, en l'absence de matière fissile et de production d'énergie, les fonctions de sûreté à assurer, au sens de l'arrêté INB du 7 février 2012, sont le confinement des substances dangereuses (radioactives ou non) et la limitation de l'exposition externe directe des personnes du public.

En conséquence, il est retenu l'interposition d'un seul système de confinement entre les substances dangereuses (radioactives ou non) et le public et l'environnement pendant les phases de démantèlement.

Au début du démantèlement, on utilise les systèmes de confinement hérités de la période d'exploitation, à l'exception éventuelle d'une partie des systèmes de ventilation. Toutefois, le démantèlement de l'installation implique l'affaiblissement et, à terme, la suppression de certaines barrières de protection. Cela est admissible dans la mesure où le risque subsistant est alors résiduel (l'essentiel de l'inventaire des matières radiologiques et chimiques ayant été retiré). L'objectif ultime des travaux est l'élimination totale du risque.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 20

SECTION : -

PAGE : 5/16

STANDARD

Vis-à-vis des conséquences des événements externes (séismes, foudre, chutes d'avions, conditions climatiques extrêmes,...), le niveau de risque (inventaire radioactif total, énergie thermique et mécanique) est très inférieur à ce qu'il était pendant l'exploitation de l'installation et chaque opération aboutit à réduire encore le risque subsistant. Les protections contre les inondations, mises en place pendant l'exploitation, restent effectives pendant la majeure partie du démantèlement. L'élimination des protections contre les risques industriels et liés aux voies de communication doivent aller de pair avec la réduction de l'inventaire radioactif.

Les risques liés au démantèlement et concernant le système de confinement de l'installation doivent être identifiés, faire l'objet de dispositions de prévention appropriées, et leurs conséquences doivent être limitées. Ceci s'applique notamment :

- A la rupture de conduites d'eau ou d'air ;
- Aux incendies, explosions, dispersion des matières ;
- A la chute de conteneurs de déchets ;
- Aux pannes d'équipement ou aux erreurs humaines.

Les bâtiments auxiliaires construits spécialement pour les travaux de démantèlement doivent être conformes à toutes les spécifications de sécurité en vigueur au début des travaux.

### **0.3.2. Risques radioprotection**

L'objectif principal de radioprotection des travailleurs est de réduire l'exposition globale du personnel intervenant tout au long du démantèlement. Cet objectif se décline selon les deux axes suivants :

- Limiter l'exposition externe à un niveau aussi faible que raisonnablement possible et, en tout état de cause à des valeurs inférieures aux limites fixées par la réglementation qui ne sauraient constituer un objectif en soi ;
- Eviter toute contamination interne des travailleurs.

Cet objectif est mis en œuvre selon la démarche ALARA, dès la phase avant projet de démantèlement et à la conception des opérations en définissant l'organisation du travail et les moyens adaptés pour limiter la dose pouvant être reçue par les intervenants et en phase de réalisation pour réduire encore, autant que possible, la dose reçue par les intervenants et bien entendu éviter toute contamination interne des travailleurs.

Les choix techniques seront déclinés dans l'étude de maîtrise des risques du dossier de demande de décret de démantèlement lors de sa dépose.

### **0.3.3. Risques environnementaux**

Une des caractéristiques du démantèlement d'installations nucléaires de base est la production de déchets issus des équipements et matériaux lors des travaux de démantèlement et d'assainissement.

Un des enjeux majeurs du démantèlement est la maîtrise des quantités et de la gestion de ces déchets, depuis leur production primaire jusqu'aux filières d'élimination.

L'objectif principal est donc de réduire les volumes et la dangerosité des déchets et des effluents générés au cours du démantèlement.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 20  
SECTION : -  
PAGE : 6/16  
STANDARD

Les effluents radioactifs qui seraient générés lors du démantèlement sont minimisés et comptabilisés. Ils sont limités de façon stricte par conception des opérations.

Les limites des rejets, liquides ou gazeux, radioactifs ou non, sont évaluées en fonction des opérations de démantèlement. Elles peuvent varier au cours des différentes étapes du démantèlement.

Les rejets seront présentés, et leurs incidences évaluées, dans l'étude d'impact du dossier de demande de décret de démantèlement.

En terme de gestion des sols, l'objectif est d'éliminer toute source de substance dangereuse compte tenu des techniques disponibles à un coût économiquement acceptable et prenant en compte le bilan environnemental global.

Lorsque ceci ne s'avèrera pas possible, l'Exploitant définira des objectifs spécifiques de réhabilitation des sols pour lesquels l'acceptabilité de l'impact environnemental et sanitaire, qui tient compte de l'utilisation future du site, sera démontrée.

## **0.4. PRINCIPES DE CONCEPTION**

En cohérence avec les objectifs définis ci-dessus, des dispositions ont été intégrées à la conception de l'EPR pour faciliter sa déconstruction. Elles permettent d'atteindre les deux objectifs principaux suivants à un coût acceptable :

- Réduction de la dose radioactive reçue par les intervenants ;
- Réduction des déchets radioactifs et dangereux produits.

Les recommandations de l'Autorité de sûreté nucléaire sont exprimées dans les Directives Techniques §C4.1 et §C4.2.1.

### **0.4.1. Réduction de la dose**

Les doses collective et individuelle doivent être maintenues au minimum raisonnablement réalisable. On tiendra compte pour cela de tous les facteurs contribuant à la dose, notamment :

- Intensité des sources auxquelles les intervenants sont exposés ;
- Temps passé à proximité de ces sources ;
- Entretien de l'équipement contaminé.

Toute contamination interne doit être évitée, sans pour autant que les moyens mis en œuvre n'entraînent une augmentation excessive du temps passé en ambiance nucléaire.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 20  
SECTION : -  
PAGE : 7/16  
STANDARD

#### **0.4.2. Réduction des déchets**

Tous les modes de réduction de volume et de catégorisation des déchets doivent être examinés, notamment :

- Recyclage maximal des matériaux, soit sans conditions soit sous condition de prouver leur innocuité dans leur nouvel usage ;
- Production minimale de déchets difficiles à éliminer, en particulier de déchets à vie longue, à forte activité, fibreux ou chimiquement réactifs ;
- Production minimale de déchets « secondaires » (matériel et structures mis en œuvre pour le démantèlement et contaminés pendant les opérations).

Les incertitudes sur la caractérisation des déchets doivent être réduites au minimum car elles entraînent une catégorisation inutilement élevée des déchets, et en particulier le classement non justifié en déchets radioactifs de déchets conventionnels.

#### **0.4.3. Règles de conception**

La conception des dispositions facilitant la déconstruction ne doit pas interférer avec la bonne exploitation de l'installation nucléaire.

Les moyens utilisés pour atteindre cet objectif peuvent être énumérés comme suit :

- Choix de matériaux ayant une propension minimale à devenir radioactifs par activation, notamment en évitant l'emploi de matériaux contenant de fortes concentrations d'additifs ou d'impuretés susceptible de générer des émetteurs gamma et des radionucléides à vie longue sous l'effet du flux neutronique ;
- Interposition de boucliers et de barrières minimisant l'activation et la contamination des équipements dans les conditions de travail normales et accidentelles ;
- Choix de matériaux et conception des circuits et des locaux visant à minimiser la création, le transport et le dépôt de la contamination ;
- Conception des accès en zones nucléaires, des équipements de manutention et des cheminements, et utilisation d'équipements faciles à démonter et de protections faciles à nettoyer, le tout en vue de réduire le temps prévisionnel d'exposition des intervenants à des matériaux radioactifs et contaminants ;
- Documentation de conception et de construction complète, permettant, avec les documents d'exploitation, un bilan et une cartographie précise des matières radioactives et autres matériaux dangereux à la fin de l'exploitation, et la planification de la déconstruction.

Les concepteurs s'appuient sur l'expérience internationale et les réflexions menées sur les activités de démantèlement antérieures, ainsi que sur les études en cours et les premiers retours d'opérations de déconstruction importantes en France.

Le remplacement de gros composants dans les centrales nucléaires en exploitation et les arrêts pour révision en fin de cycle et décennale de ces installations ont mis en évidence des causes de dosimétrie élevée. À l'exception des causes associées à la présence d'un flux neutronique ou de radionucléides à vie très courte, la plupart d'entre elles, et notamment celles qui allongent le temps passé par les intervenants à proximité d'éléments d'équipement irradiés, sont présentes lors du démantèlement final. Les règles de conception adoptées en vue de faciliter la maintenance ont donc un effet positif sur les opérations de déconstruction.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 20

SECTION : -

PAGE : 8/16

STANDARD

## **1. MISE EN ŒUVRE POUR LA TRANCHE EPR**

### **1.1. CHOIX DES MATÉRIAUX**

#### **1.1.1. Réduction de l'activation**

Cet objectif concerne l'ensemble des matériaux exposés à un flux neutronique, directement ou sous la forme de leurs produits de corrosion.

Concernant l'objectif de réduction des débits de dose, les dispositions adoptées à la conception incluent notamment :

- L'élimination, dans la mesure du possible, des matériaux à forte teneur en cobalt (stellites), qui peuvent être remplacés par d'autres alliages sans cobalt ; le cobalt activé constitue en effet la principale source de dosimétrie pendant la déconstruction ;
- L'emploi de l'alliage [ ] (teneur visée en cobalt inférieure à [ ]) à la place de l'alliage [ ] (teneur visée en cobalt inférieure 0,050 %) pour les tubes des générateurs de vapeur minimise la proportion de cobalt parmi les produits de corrosion qui circulent dans le circuit primaire ;
- La limitation de la teneur en cobalt des aciers : [ ] pour les composants du circuit primaire soumis à l'irradiation ;
- La limitation de la teneur en argent des aciers et alliages et de l'emploi de joints revêtus d'argent, remplaçables par des joints graphite (l'un des isotopes de l'argent représente en effet une source de dosimétrie non négligeable dans les premières années après l'arrêt de l'installation) ;
- La limitation des joints à base d'antimoine.

#### **1.1.2. Résistance des gaines combustibles**

L'amélioration continue de la recherche appliquée dans le domaine des matériaux des gaines combustibles ainsi que de la conception de plus en plus performante des assemblages est de nature à diminuer le risque de rupture de gaines, limitant ainsi le risque de dissémination des émetteurs alpha et bêta dans les circuits.

Les spécifications radiochimiques du primaire (suivi de la somme des gaz rares, de l'<sup>131</sup>I, de l'<sup>134</sup>I, ...) permettent de surveiller l'état du gainage et donc de limiter les transferts possibles de produits de fission et de combustible vers le fluide et le circuit primaire.

#### **1.1.3. Matériaux dangereux**

L'emploi de matériaux constituant des déchets industriels dangereux est minimisé dans la mesure du possible, spécialement dans les emplois où ils peuvent être activés ou contaminés, car l'élimination des déchets mixtes est particulièrement difficile.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 20

SECTION : -

PAGE : 9/16

STANDARD

Ceci s'applique notamment :

- Aux substances corrosives et toxiques ;
- Aux liquides inflammables (huiles) ;
- Aux métaux inflammables ou nécessitant des mesures préventives très importantes lors des opérations de découpe et conditionnement (zircalloy).

A noter qu'il n'y a pas de béton lourd et d'amiante dans la conception de l'EPR.

#### **1.1.4. Matériaux non inertes**

L'emploi des matériaux poreux est évité dans les zones contaminables car ils sont mal acceptés dans les stockages de déchets radioactifs.

L'emploi de matériaux non inertes, de type brique et plâtre, dont la présence en quantité significative interdit l'usage des déchets comme remblais, est évité.

#### **1.1.5. Matériaux recyclables**

Dans la mesure du possible, la sélection des matériaux tient compte de leur capacité à être recyclés en vue d'une utilisation libre ou restreinte. Le recyclage ne concerne pas seulement les matériaux utilisés à l'extérieur des zones contaminées ou activées, mais aussi ceux de ces zones, sous certaines conditions.

### **1.2. DISPOSITIONS CONCERNANT LA CONCEPTION**

A défaut d'usage dans le cadre de la maintenance en exploitation, le matériel mis en place spécifiquement pour la déconstruction risquerait de subir obsolescence, contamination et dégradation pendant la durée de vie de l'installation. La conception doit donc se concentrer sur les dispositions facilitant aussi bien les travaux de démantèlement que la maintenance.





**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 20

SECTION : -

PAGE : 10/16

STANDARD

### **1.2.1. Dispositions facilitant les travaux de démantèlement**

L'objectif poursuivi dans cette section est de réduire la dosimétrie des intervenants par la réduction du temps passé au voisinage des éléments irradiants et d'accroître la rapidité d'évacuation de ces derniers. Parmi les principales dispositions adoptées on citera les suivantes :

- La conception de nombreux équipements (instrumentation du cœur, générateurs de vapeur, pompes primaires, pressuriseur, échangeurs de chaleur, évapo-dégazeur, notamment) facilite leur démontage ;
- Pour la majorité des équipements ci-dessus situés dans des zones non accessibles en raison du niveau de radiation, l'évacuation en une pièce a été étudiée, ce qui se traduit par la mise en place de moyens de manutention, de trémies dimensionnées en conséquence et de circulations permettant l'évacuation en un seul morceau de ces équipements et leur traitement dans un environnement plus favorable ;
- La disposition du réservoir de stockage de l'eau servant au rechargement de combustible dans la zone de confinement, sous la cuve du réacteur, qui lui permet de recueillir les éventuelles fuites d'eau pendant le démantèlement des internes du réacteur ;
- L'isolation thermique du circuit primaire (sur le circuit primaire principal), grâce à l'usage d'éléments modulaires, est facilement démontable autour des soudures ;
- Plusieurs fonctions ont été identifiées comme auxiliaires importants pour le démantèlement :
  - vidange, remplissage et filtration de la piscine d'entreposage du combustible irradié (piscine de désactivation),
  - vidange et remplissage des générateurs de vapeur,
  - transferts entre BR et BK,
  - traitement des déchets solides, liquides et gazeux,
  - ventilation,
  - surveillance et protection incendie,
  - contrôles de radioactivité et d'anoxie, surveillance de l'environnement,
  - alimentation électrique, air comprimé et eau brute,

et les dispositions adoptées pour les circuits et systèmes correspondants permettent leur conservation et leur entretien après l'arrêt d'exploitation du réacteur.

A noter que la conception du réacteur en quatre trains séparés permet d'organiser la séquence des travaux de démantèlement train par train, tout en maintenant en service les fonctions auxiliaires installées dans le compartiment du combustible usé et le bâtiment des auxiliaires nucléaires.

### **1.2.2. Dispositions facilitant l'évacuation des équipements et structures**

En facilitant l'évacuation des déchets activés et contaminés vers les ateliers de conditionnement, ces dispositions réduisent les travaux in-situ, en général peu productifs et dosants.

Les études de montage de certains gros composants, notamment celles des générateurs de vapeur, des pompes primaires et du pressuriseur, sont complétées par une étude de leur démontage, y compris manutention et transport à rebours, assurant la possibilité de les évacuer du bâtiment réacteur d'un seul tenant le cas échéant. Le retour d'expérience sur le remplacement des générateurs de vapeur des centrales REP constitue un guide en la matière, qui est pris en compte dans les règles de conception.



Les dispositions adoptées en vue de l'entretien de la tranche en exploitation facilitent l'évacuation des déchets. Associées à une conception du démantèlement qui prévoit de progresser à partir des accès, elles fournissent ainsi les espaces nécessaires pour le déploiement d'engins, le démontage, la dépose et le traitement (décontamination, découpe,...) des composants, la mise en place des installations de mesure, de conditionnement et de caractérisation des déchets.

### **1.2.3. Dispositions facilitant l'accès du personnel en phase de démantèlement**

La conception du réacteur qui facilite l'accès du personnel tranche en marche avec un risque d'irradiation minimal dans la quasi totalité de la zone contrôlée est valorisable pour le démantèlement. A cette fin les composants irradiants ont été enfermés dans des casemates ou isolés derrière des écrans. On peut citer notamment :

- Le plancher séparant la fonction aspersion du pressuriseur de la fonction décharge ;
- Les voiles séparant les branches chaudes des branches froides ;
- Les casemates où sont regroupées les vannes les plus irradiantes.

Par ailleurs des dispositions ont été prises pour faciliter l'accès aux équipements et créer des zones de travail et de repli protégées, par exemple :

- Le renforcement de la protection biologique de la zone annulaire ;
- La mise en place de chicanes devant les pompes primaires ;
- La mise en place de portes blindées devant les générateurs de vapeurs ;
- Le plancher de service au-dessus de la piscine, permettant l'installation d'un atelier de démantèlement in-situ ;
- L'espace de circulation ménagé autour des principaux composants.

L'ensemble de ces dispositions permet de réduire le niveau et le temps d'exposition du personnel au cours des opérations manuelles, et facilite également la mise en œuvre d'équipements télé-opérés.

### **1.2.4. Écrans neutroniques démontables**

La conception du réacteur inclut des écrans neutroniques. Leur présence réduit l'activation des matériaux et facilite donc l'assainissement des structures, tout en réduisant le volume de déchets actifs.

Il s'agit :

- Du bouclier neutronique (appelé « réflecteur lourd » dans d'autres chapitres) entourant le cœur, constitué d'une dizaine d'éléments circulaires assemblés par des tirants verticaux ;
- De la dalle surmontant la cuve, constituée de plaques de béton amovibles.

La conception de ces écrans - inévitablement activés à un degré significatif - comme composants démontables permet, après l'arrêt du réacteur de les évacuer en exposant les travailleurs au minimum de dose.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 20

SECTION : -

PAGE : 12/16

STANDARD

### **1.2.5. Dispositions concernant la construction**

Les bâtiments du réacteur et des auxiliaires nucléaires possèdent un radier distinct de celui de la salle des machines : un radier commun pour le BR, le BAS/BL et le BK, des radiers spécifiques pour le BAN et la salle des machines.

Cette disposition facilite le démantèlement phasé de l'installation, car la démolition de la salle des machines n'a pas d'effet sur la stabilité des bâtiments nucléaires.

L'emplacement de la cheminée d'évacuation des effluents gazeux, fixée sur la coque avion, permet de la maintenir en service pendant le démantèlement du réacteur.

### **1.3. DISPOSITIONS CONCERNANT LES ÉQUIPEMENTS ET STRUCTURES**

La conception des circuits peut avoir un impact significatif sur leur inventaire radiologique et par conséquent la dosimétrie du démantèlement final, comme dans le cas des grosses maintenances.

#### **1.3.1. Dispositions limitant la contamination des circuits**

Des dispositions particulières ont été prises pour éliminer les rétentions, susceptibles de se charger de dépôts radioactifs et sièges potentiels de phénomènes de corrosion, notamment après l'arrêt d'exploitation. On citera :

- Un système de détection rapide des assemblages combustible défectueux, facteur essentiel pour limiter la contamination des déchets en émetteurs alpha ;
- Des installations de traitement (chimie primaire, filtres particulaires) qui limitent à la fois la corrosion et les dépôts dans les circuits ;
- La conception des circuits et réservoirs, évitant autant que possible les zones tourbillonnaires, les points bas non drainés même de faible volume (vannes), les zones de faible vitesse, les cavités mortes ;
- La vidange complète des circuits, facilitée par une pente convenable, ainsi qu'un nombre et un positionnement adéquat des vannes de vidange et des événements ;
- Les circuits de ventilation, conçus par zones séparées, afin de limiter la propagation de la contamination, la contamination extraite au plus près de la source, les filtres placés le plus en amont possible.

Les dispositions prises limitent le dépôt de contamination dans les circuits et réservoirs, ainsi que le transport et le dépôt de matériaux activables sous rayonnement. Dans les deux cas, le but principal est de réduire la dosimétrie. En période de démantèlement ces dispositions ont pour effet de réduire tant la dosimétrie que le risque d'exposition interne et l'activité des déchets.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 20

SECTION : -

PAGE : 13/16

STANDARD

### **1.3.2. Dispositions limitant la dissémination de la contamination**

L'objectif est de limiter le risque de contamination de locaux par les fluides contenus dans les circuits. En particulier :

- Au travers du zonage propre/déchets défini à la conception selon la note de méthodologie référencée [1], les zones potentiellement contaminables en situation normale ou accidentelle, ont été identifiées ;
- Les circuits sont munis de vannes d'isolement ;
- Les réservoirs de fluides contaminés sont munis de bacs de rétention, tous les planchers des locaux nucléaires sont équipés d'un système de drainage et recueil ;
- Les niveaux inférieurs des bâtiments sont conçus pour servir de rétention ultime assurant la protection vis-à-vis de la pénétration de fluides contaminés dans le béton et les sols sous-jacents ;
- Les tuyauteries noyées dans les radiers en béton et les puisards de collecte sont munies d'une double-enveloppe, excluant ainsi toute contamination accidentelle et difficile à retirer de ces dalles ;
- Le BTE accolé au BAN favorise le traitement d'une partie des déchets jusqu'à leur conditionnement final sans sortie de zone contrôlée.

### **1.3.3. Dispositions facilitant la décontamination des locaux et équipements**

La décontamination des circuits et composants préalablement à leur démantèlement permet, dans certaines circonstances, simultanément de diminuer les quantités et l'activité des déchets ultimes et de limiter la dosimétrie. La conception a donc, dans la mesure du possible :

- Intégré les procédés de décontamination en plaçant des raccords d'injection de façon à optimiser le mouillage des surfaces internes, en plaçant des lignes et réservoirs de vidange, des dispositifs de prélèvement pour analyse ;
- Prévu de protéger sols et murs par des revêtements décontaminables, quand le risque est avéré ;
- Prévu de revêtir ou d'enduire les parois immergées ;
- Selon les cas, prévu le traitement des surfaces métalliques pour éviter le dépôt de contamination ou faciliter le nettoyage des dépôts contaminés.

La présence d'une peau métallique sur la paroi interne du bâtiment réacteur favorisera les opérations d'assainissement puis la démolition du génie civil du BR. Le béton aura en effet été protégé de toute contamination et sera donc conventionnel par conception, et la peau pourra être assainie puis déclassée.

### **1.3.4. Dispositions facilitant la mise hors tension électrique des bâtiments**

Le retour d'expérience des travaux de mise à l'arrêt définitif des installations montre que les incertitudes relatives à l'état réel des câblages électriques, et donc du caractère effectif de leur mise hors tension, entraînent des difficultés considérables.

L'EPR possède 4 trains de sûreté. L'attribution d'un circuit de câblage à chaque zone de sûreté améliore la lisibilité des systèmes.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 20

SECTION : -

PAGE : 14/16

STANDARD

### 1.3.5. Dispositions évitant la pollution chimique

Les problèmes posés par la collecte et la gestion des déchets entraînés par la présence de substances chimiques dans les ouvrages et dans les sols, ces derniers donnant de ce fait des déchets inutilisables comme remblai, ont été mis en évidence lors de la maintenance d'installations antérieures.

Les aires de chargement et de déchargement des véhicules citernes et des véhicules transportant des capacités mobiles contenant ce type de liquides sont équipées de rétentions, de même que les réservoirs de stockage. Les canalisations sont contrôlables et vidangeables.

La présence d'un système d'étanchéité sous les bâtiments de l'îlot nucléaire ne peut avoir qu'un impact favorable pour la protection des sols sous-jacents de l'îlot nucléaire.

Des bassins permettent la récupération de l'eau d'extinction des incendies.

### 1.4. DOCUMENTATION

L'existence d'une documentation complète et à jour, l'archivage de données identifiées comme importantes post arrêt définitif sont des facteurs majeurs est un facteur majeur d'efficacité et de réduction des aléas au cours du démantèlement.

Des dispositions adéquates permettent de recueillir et de conserver la documentation jugée nécessaire pour le démantèlement.

Il s'agit principalement :

- Des plans et schémas (mécaniques et électriques, plans de câblage, isométriques de tuyauteries, plans d'installation, ceux des pénétrations, des détails de structures, des ferrailages, plans des outillages spéciaux utilisés pour le montage, maquette numérique 3D de l'ensemble des équipements et de l'installation du réacteur) conformes à la réalisation ;
- Des éléments permettant d'utiliser ou de modifier en vue de fonctions nouvelles les équipements et structures (dimensionnement des engins de manutention, des outillages spéciaux, des planchers, des structures porteuses, spécifications de fabrication et d'équipements, résultats d'essais géotechniques) ;
- Des photos et vidéos disponibles (légendées, datées, commentées), utiles pour illustrer les procédés d'assemblage et de montage des éléments, l'exécution des terrassements et des parties ultérieurement cachées des ouvrages, les moyens de manutention des équipements, les détails de cheminements, en insistant sur les parties destinées à être fortement activées et contaminées ;
- Des inventaires quantitatifs : cubages de béton, tonnages d'acier, longueurs de câbles, etc., documents de recette, échantillons des matériaux utilisés pour la construction, ce qui permet l'identification des impuretés, la réalisation d'essais de tenue sous flux, de résistance à la corrosion, etc., ainsi que la distinction entre la radioactivité initiale et celle qui a été ajoutée par l'exploitation du réacteur, en particulier dans le cas où des matériaux présentant une radioactivité d'origine artificielle sont utilisés pour la construction ;
- De l'historique de l'ensemble des incidents d'exploitation avec leur traitement, des modifications apportées à l'installation initiale ;
- De l'ensemble des documents assurant la traçabilité en matière de propreté radiologique et d'inventaire radiologique (cartographie, frottis, prélèvements divers ...).



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 20  
SECTION : -  
PAGE : 15/16  
STANDARD

Ces deux derniers points seront en particulier garantis par le suivi de l'évolution du zonage propreté/déchets.

L'état de référence radio écologique du site effectué dans les domaines terrestre et maritime dans le cadre de la demande d'autorisation de création, complété par le bilan radio écologique décennal, contribuent également au dossier de déclassement final.

### **1.5. CONCLUSION**

La conception du réacteur EPR intègre des dispositions variées qui minimisent le volume des structures activées, réduisent la nocivité des déchets, abaissent le niveau d'irradiation des composants sous flux, limitent l'extension de la contamination et favorisent la décontamination, facilitent l'accès des personnels et des engins et l'évacuation des déchets, et assurent le recueil des données constructives et d'exploitation nécessaire à la bonne préparation du démantèlement.

Ces dispositions sont de nature à faciliter le démantèlement du réacteur, à limiter la dosimétrie des opérations correspondantes et à limiter la quantité et l'activité des déchets radioactifs produits par rapport aux REP existants.



**EPR**  
**RAPPORT DE SÛRETÉ**  
**DE FLAMANVILLE 3**  
**VERSION DEMANDE DE MISE EN SERVICE**

SOUS CHAP : 20

SECTION : -

PAGE : 16/16

STANDARD

**LISTE DES REFERENCES**

- [1] Note EDF ECEIG050983 A : « EPR – Méthodologie pour la réalisation du zonage "Propreté / Déchets" »