

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE**VOLUME 1**
REFERENTIEL DE SURETE

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE**TABLE DES MATIERES**

0.	RÉFÉRENCES	23
1.	OBJECTIFS DE SÛRETÉ ET DÉMARCHE GÉNÉRALE DE SÛRETÉ À LA CONCEPTION	27
1.1.	Cadre réglementaire et para-réglementaire	27
1.2.	Objectifs de sûreté	39
1.3.	Principales exigences de sûreté	51
1.4.	Démarche générale de sûreté à la conception	57
2.	EXIGENCES DE SÛRETÉ ET PRINCIPES DE CONCEPTION ASSOCIÉS	65
2.1.	Robustesse des niveaux de défense en profondeur	65
2.2.	Liste des conditions de fonctionnement	75
2.3.	Protection contre les agressions internes	95
2.4.	Protection contre les agressions externes	102
2.5.	Composants non ruptibles, exclusion de rupture, situations « pratiquement éliminées » et perte totale des alimentations électriques	120
2.6.	Classement des éléments importants pour la protection	127
2.7.	Qualification des équipements de contrôle-commande, des équipements électriques et mécaniques aux conditions accidentelles	137
2.8.	Dimensionnement des structures	144
2.9.	Dimensionnement des systèmes et composants mécaniques sous pression	159
2.10.	Leçons tirées de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Dai-ichi	171
2.11.	Protection contre les risques conventionnels	175
2.12.	Codes et standards	179
3.	RÈGLES POUR LA DÉMONSTRATION DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE	181
3.1.	Règles pour les études des conditions de fonctionnement de référence DBC2-4 et pour les études d'Interaction Pastille-Gaine	181
3.2.	Règles pour les études des conditions de fonctionnement avec défaillances multiples DEC-A	198
3.3.	Règles pour les études des conditions de fonctionnement avec fusion du cœur DEC-B	204
3.4.	Méthode d'analyse fonctionnelle de sûreté	208
3.5.	Règles pour les études d'agressions internes et externes	210
3.6.	Développement des études probabilistes de sûreté	218
3.7.	Méthode pour les études de conséquences radiologiques	226

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

3.8.	Règles pour les études de risques conventionnels	230
3.9.	Autres règles d'étude	236

LISTE DES TABLEAUX

Tableau 1 : Conditions de fonctionnement de référence DBC2	79
Tableau 2 : Conditions de fonctionnement de référence DBC3	80
Tableau 3 : Conditions de fonctionnement de référence DBC4	81
Tableau 4 : Exigences de conception découplées associées aux fonctions de sûreté Cat1, Cat2 et Cat3	131
Tableau 5 : Exigences de comportement pour les situations de service normal, pour les ouvrages de l'îlot nucléaire	145
Tableau 6 : Exigences de comportement pour les situations transitoires ou incidentelles, pour les ouvrages de l'îlot nucléaire	146
Tableau 7 : Exigences de comportement pour les situations accidentelles et les agressions externes de référence, pour les ouvrages de l'îlot nucléaire	146
Tableau 8 : Exigences de comportement pour les situations du domaine de conception étendu et pour les agressions externes extrêmes naturelles, pour les ouvrages de l'îlot nucléaire	147
Tableau 9 : Exigences de comportement pour les situations de service normal, pour les ouvrages hors de l'îlot nucléaire	147
Tableau 10 : Exigences de comportement pour les situations accidentelles et les agressions externes de référence, pour les ouvrages hors de l'îlot nucléaire	148
Tableau 11 : Exigences de comportement pour les situations du domaine de conception étendu et pour les agressions externes extrêmes naturelles, pour les ouvrages hors de l'îlot nucléaire	148
Tableau 12 : Grille de hiérarchisation des risques relative aux installations en construction	235

LISTE DES FIGURES

Figure 1 : Vue d'ensemble du processus de classement et des exigences	135
Figure 2 : Profils (P, T) enveloppes dans le bâtiment réacteur (DBC, DEC-A)	141
Figure 3 : Profil de pression pour les conditions DEC-B – matériels participant au confinement	141
Figure 4 : Profil de température pour les conditions DEC-B – matériels participant au confinement	141

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Figure 5 : Spectre du séisme de dimensionnement	149
Figure 6 : Correspondance entre la classification des actions définies dans l'ETC-C, le RCC-CW et le guide NSG 1.10	152
Figure 7 : Profil de pression pour les conditions DBC – Dimensionnement de l'enceinte	156
Figure 8 : Profil de température pour les conditions DBC – Dimensionnement de l'enceinte	156

LISTE DES ANNEXES

Annexe 2.4 - 1 : Méthode envisagée pour l'agression externe extrême séisme	117
Annexe 2.4 - 2 : Niveaux d'agression pris en compte à la conception – design standard	118
Annexe 2.4 - 3 : Méthodologie et définition des SSCs requis en cas d'agressions externes extrêmes naturelles	119
Annexe 3.1 - 1 : Evolutions de méthodes pour les études des conditions de fonctionnement de référence DBC	197

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE**0. REFERENCES**

- [1]. INSAG-12 "Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev.1". IAEA Octobre 1999
- [2]. Règlement Euratom n° 3954/87 du Conseil, du 22 décembre 1987, fixant les niveaux maximaux admissibles de contamination radioactive pour les denrées alimentaires et les aliments pour bétail après un accident nucléaire ou dans toute autre situation d'urgence radiologique
- [3]. IAEA General Safety Guide - Criteria for use in preparedness and response for a nuclear or radiological emergency n° GS-G-2, Mai 2011
- [4]. Circulaire du 10 mai 2010 récapitulant les règles méthodologiques applicables aux études de dangers, à l'appréciation de la démarche de réduction du risque à la source et aux plans de prévention des risques technologiques (PPRT) dans les installations classées en application de la loi du 30 juillet 2003

Bien que n'étant pas applicable aux installations nucléaires de base, la circulaire du 10 mai 2010 est prise en compte dans la démarche d'analyse des risques conventionnels
- [5]. IAEA "Safety glossary terminology used in nuclear safety and radiation protection" Revision 2016
- [6]. RCC-CW édition 2015 – Rules for Design and Construction of PWR Nuclear Civil Works
- [7]. Rapport EPRI TR-103959 - Methodology for Developing Seismic Fragilities, Electrical Power Research Institute. Palo Alto. CA. June 1994
- [8]. Guide de l'ASN 2/01 du 26/05/2006 relatif à la 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 (ex-RFS V.2.g.)
- [9]. EUR revision D octobre 2012 – European Utility Requirements for LWR nuclear power plants
- [10]. IAEA Safety Guide NS-G-1.10 – Design of reactor containment systems for Nuclear Power Plants, Septembre 2004
- [11]. Guide ASN n° 19 d'application de l'arrêté relatif aux équipements sous pression nucléaire (21/02/2013)
- [12]. Arrêté du 29 septembre 2005 relatif à l'évaluation et à la prise en compte de la probabilité d'occurrence, de la cinétique, de l'intensité des effets et de la gravité des conséquences des accidents potentiels dans les études de dangers des installations classées soumises à autorisation dit « Arrêté PCIG »

Bien que n'étant pas applicable aux installations nucléaires de base (à l'exception de l'annexe II), l'arrêté du 29 septembre 2005 est pris en compte dans la démarche d'analyse des risques conventionnels.
- [13]. CEI 61226:2009 : "Centrales nucléaires de puissance - Instrumentation et contrôle-commande importants pour la sûreté - Classement des fonctions d'instrumentation et de contrôle-commande"
- [14]. IAEA Specific Safety Guide No. SSG-3 – Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, April 2010
- [15]. IAEA Specific Safety Guide No. SSG-4 – Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, April 2010

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- [16]. An approach for Estimating the Frequencies of Various Containment Failure Modes and Bypass Events - NUREG/CR-6595, Rev1. October 2004
- [17]. Rapport DSN n°440 - Doury - Février 1992 : vademecum des transferts atmosphériques
- [18]. Enquête INSEE-1993. Consommation et lieux d'achats des produits alimentaires en 1991
- [19]. Archives de pédiatrie, Vol. 6 -1999. Consommation alimentaire des nourrissons et des enfants en bas âge en France en 1997
- [20]. Arrêté du 10/05/2000 relatif à la prévention des accidents majeurs impliquant des substances ou des préparations dangereuses présentes dans certaines catégories d'installations dans les installations classées pour la protection de l'environnement soumises à autorisation
- [21]. Arrêté modifié du 04/10/2010 relatif à la prévention des risques accidentels au sein des installations classées pour la protection de l'environnement soumises à autorisation
- [22]. Arrêté du 22/10/2010 relatif à la classification et aux règles de construction parasismique applicables aux bâtiments de la classe dite « à risque normal » modifié par l'arrêté du 19/07/2011
- [23]. AIEA-TECDOC-626 « Safety-related terms for Advanced Nuclear Plants », Septembre 1991
- [24]. Guide ASN n° 13 relatif à la protection des installations nucléaires de base contre les inondations externes (08/01/2013)
- [25]. RFS I.2.a du 5 août 1980 : Règle Fondamentale de Sûreté relative à la prise en compte des risques liés aux chutes d'avions
- [26]. RFS I.2.b du 5 août 1980 : Règle Fondamentale de Sûreté relative à la prise en compte des risques d'émission de projectiles par suite de l'éclatement des groupes turbo-alternateurs
- [27]. RFS I.2.d du 7 mai 1982 : Règle Fondamentale de Sûreté relative à la prise en compte des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication
- [28]. RFS 2001-01 du 31 mai 2001 : Règle Fondamentale de Sûreté relative à la détermination du risque sismique pour la sûreté des installations nucléaires de base de surface
- [29]. RFS 2002-01 du 26 décembre 2002 : Règle Fondamentale de Sûreté relative au développement et à l'utilisation des études probabilistes de sûreté pour les réacteurs nucléaires à eau sous pression
- [30]. Rapport de Sûreté de Flamanville 3 – Version demande de mise en service - Public
- [31]. Rapport WENRA Reactor Harmonization Working Group RHWG – Safety of new NPP designs, mars 2013
- [32]. Rapport WENRA - Guidance on Safety Reference Levels of Issue T : Natural Hazards - Head Document, avril 2015
- [33]. NRC, "Staff Requirements Memorandum to Commission Paper SECY-93-087: Policy, Technical, and Licensing Issues Pertaining to Evolutionary and Advanced Light-Water Reactor (ALWR) Designs", 21 juillet 1993

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- [34]. Rapport NRC DC-COL-ISG-020 - Interim Staff Guidance on Implementation of a PRA-Based SMA for New Reactors, 2009
- [35]. Rapport EPRI NP 6041 SL - A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin -Revision1, 1991.
- [36]. Rapport EPRI 1002988 - Seismic Fragility Application Guide, 2002
- [37]. Rapport EPRI 1019200 - Seismic Fragility Applications Guide Update, 2009
- [38]. Rapport EPRI 1025287 - Seismic Evaluation Guidance - Screening, Prioritization and Implementation Details (SPID) for the Resolution of Fukushima NTTF 2.1 – Seismic, 2013
- [39]. Rapport ASCE 43-05 - Seismic Design Criteria for Structures, Systems, and Components in Nuclear Facilities, 2005
- [40]. ETC-C AFCEN 2010 EPR Technical code for Civil Works
- [41]. Guide AFCEN - PTAN RM 14.309 Guide pour la réalisation de l'analyse de risques ESPN
- [42]. Guide AFCEN - RM 15-150 Référentiel dimensionnel des équipements sous pression nucléaires N1
- [43]. Guide AFCEN – RM 15-149 Guide de l'inspectabilité pour la conception des équipements sous pression nucléaires de niveau N1 des centrales REP installées en France
- [44]. Norme AFNOR NF EN 62305-1 – Protection contre la foudre
- [45]. NF EN 1991-1-3 – Eurocode 1 : actions sur les structures, partie 1-3 : Actions générales – Charges de neige, avril 2004
- [46]. NF EN 1991-1-4 – Eurocode 1 : actions sur les structures, partie 1-4 : Actions générales – Actions du vent, novembre 2005
- [47]. ANSI/ANS-58.2-1980 American National Standard: "Design Basis for Protection of Light Water Nuclear Power Plants against the Effects of Postulated Pipe Rupture"
- [48]. IAEA Specific Safety Requirement SSR-2/1 Safety of nuclear power plants : Design Revision 1, Février 2016
- [49]. []
- [50]. []
- [51]. []

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

1. OBJECTIFS DE SURETE ET DEMARCHE GENERALE DE SURETE A LA CONCEPTION

1.1. CADRE REGLEMENTAIRE ET PARA-REGLEMENTAIRE

1.1.1. INTRODUCTION

Selon l'article L593-1 du code de l'environnement, les installations nucléaires de base sont soumises au régime légal défini par ce code (livre V, titre IX, chapitre III et VI) en raison des risques ou inconvénients qu'elles peuvent présenter pour la sécurité, la santé et la salubrité publiques ou la protection de la nature et de l'environnement.

Dans ce chapitre sont présentés les principaux standards et principales bases réglementaires pour la conception de l'EPR NM :

- les conventions et normes internationales ;
- les textes de l'union européenne ;
- les dispositions législatives et réglementaires françaises :
 - code de l'environnement ;
 - décrets, arrêtés et décisions de l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) applicables aux installations nucléaires de base (INB) ;
- les dispositions non réglementairement contraignantes : Règles Fondamentales de sûreté et les guides de l'ASN.

Le présent chapitre inclut aussi le cadre réglementaire associé à la radioprotection, l'environnement, les déchets et les équipements sous pression.

L'ensemble des références présentées ci-après est valable pour l'ensemble des chapitres du présent dossier. Des références spécifiques sont rajoutées dans le chapitre 0 du présent volume.

En France, le régime juridique, à caractère « intégré », couvre la conception, la construction, le fonctionnement, la mise à l'arrêt définitif, le démantèlement, l'entretien et la surveillance des installations nucléaires de base.

1.1.2. PRINCIPAUX STANDARDS INTERNATIONAUX ET PRINCIPALES BASES REGLEMENTAIRES

1.1.2.1. Standards internationaux

1.1.2.1.1. Les standards AIEA (Agence Internationale de l'Energie Atomique)

L'AIEA, sur proposition des États membres, élabore des textes de référence (« safety standards » ou standards de sûreté nucléaire) décrivant les principes et pratiques de sûreté. Ces textes portent sur la sûreté nucléaire des installations, la radioprotection, la sûreté de la gestion des déchets radioactifs et la sûreté des transports de substances radioactives. Bien que ces documents n'aient pas de caractère contraignant dans l'ordre juridique interne, ils constituent néanmoins des références dont la rédaction des réglementations nationales est très largement inspirée.

La documentation AIEA est organisée de façon pyramidale comme la plupart des structures documentaires relatives à la sûreté :

- il y a tout d'abord le SF-1 « Fundamental safety principles » qui présente les objectifs fondamentaux de sûreté ainsi que les principes généraux de sûreté et constitue la base de fondement des exigences de sûreté ;

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- ensuite viennent les exigences de sûreté génériques GSR « generic safety requirements » ou spécifiques SSR « specific safety requirements » : en particulier le SSR-2/1 rev. 1 : « Safety of nuclear power plant – Design – Specific safety requirements » ;
- et enfin les guides de sûreté ou SG « safety guides ».

1.1.2.1.2. Les rapports WENRA (Western European Nuclear Regulators Association)

Avec pour objectif de développer une approche harmonisée de la sûreté nucléaire et de la protection contre les rayonnements ionisants, l'association WENRA a émis plusieurs rapports, notamment :

- des objectifs de sûreté pour les nouveaux réacteurs publiés en 2010 ;
- un livret (« booklet ») intitulé « Safety of new nuclear power plants designs » publié en mars 2013 qui décline ces objectifs de sûreté de haut niveau et développe des positions communes sur des points clés relatifs à la sûreté des nouveaux réacteurs ;
- un rapport « Safety reference levels for existing reactors » publié en septembre 2014 qui définit des niveaux de sûreté de référence pour les réacteurs en fonctionnement tenant compte des enseignements de l'accident de Fukushima Dai-ichi.

Même si les rapports de WENRA n'ont pas de valeur juridiquement contraignante, ils constituent des références. Les Etats membres dont la France peuvent reprendre certaines de leurs dispositions dans des documents para-réglementaires (guides), voire dans la réglementation elle-même.

1.1.2.2. Les textes de l'Union Européenne

Plusieurs textes de l'Union Européenne sont applicables aux installations nucléaires de base. Les deux plus importants d'entre eux sont détaillés ci-après.

1.1.2.2.1. Le Traité Euratom

Le Traité Euratom, entré en vigueur en 1958, 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 traité Euratom prévoit un mécanisme, à son article 37, obligeant les Etats membres à informer la Commission de tout projet de rejet d'effluents radioactifs afin de déterminer si ces rejets pourraient entraîner une contamination sanitaire sur d'autres Etats membres. A ce titre, les exploitants doivent apporter la démonstration que les rejets radioactifs (le traité Euratom ne couvre pas les rejets chimiques) de leur installation n'ont pas d'impact significatif sur la population des Etats membres les plus proches. L'article 16 du décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 modifié dispose : « *l'autorisation de création d'une installation susceptible de rejeter des effluents radioactifs dans le milieu ambiant ne peut être accordée qu'après réception de l'avis de la Commission (...) rendu en application de l'article 37 du traité [Euratom]* ».

1.1.2.2.2. La directive du 25 juin 2009 modifiée (cadre de l'Union Européenne pour la sûreté nucléaire)

La directive européenne 2009/71/Euratom du Conseil du 25 juin 2009 modifiée par la directive 2014/87/Euratom du 8 juillet 2014 instaure un cadre pour l'Union Européenne en matière de sûreté nucléaire et ouvre la voie à la mise en place, dans le domaine de la sûreté nucléaire, d'un cadre juridique commun à tous les États membres.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

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 incite à une transparence sur ces questions.

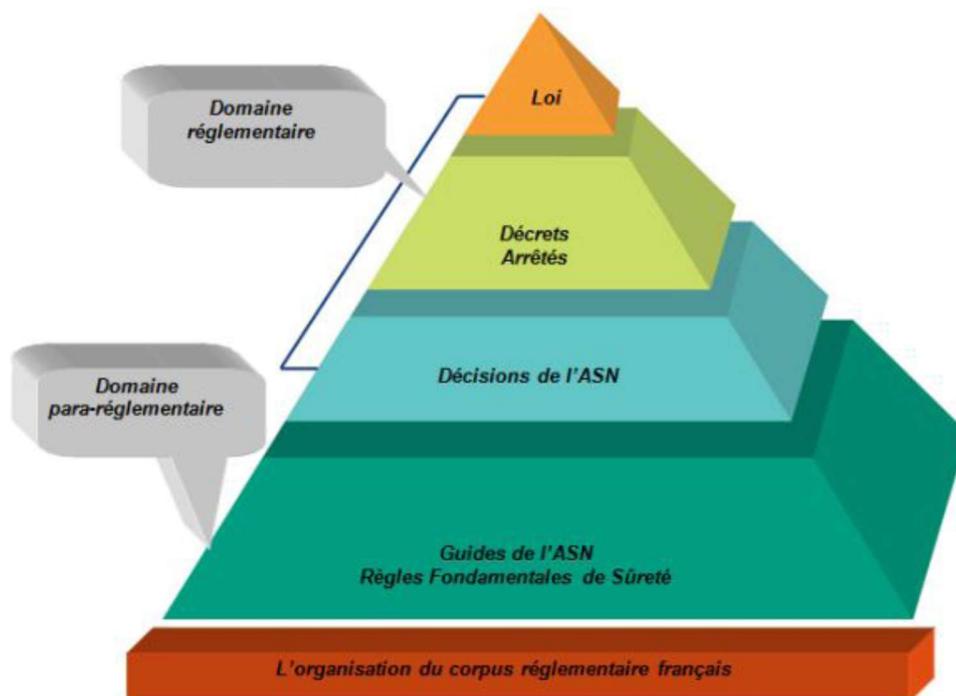
Elle comporte des prescriptions dans les domaines de la coopération entre autorités de sûreté, notamment l'instauration d'un mécanisme de revue par les pairs, d'une formation des personnels, du contrôle des installations nucléaires et de la transparence envers le public. Elle renforce, à ce titre, l'action de coopération des États membres.

Sans développer une réglementation technique, du seul ressort des autorités de sûreté nationales, elle aborde également les points suivants :

- la mise en exergue du principe de « défense en profondeur » ;
- une clarification des responsabilités du contrôle de la sûreté des installations nucléaires ;
- des objectifs de sûreté pour les installations nucléaires directement issus des rapports WENRA (voir paragraphe précédent) ;
- une réévaluation de la sûreté de chaque installation nucléaire au moins tous les dix ans ;
- l'obligation pour l'exploitant d'une installation et pour l'autorité de sûreté concernée d'informer les populations et les parties prenantes.

1.1.2.3. Les textes nationaux

Le corpus réglementaire français est hiérarchisé. Cette hiérarchie est classiquement illustrée par la figure ci-dessous.



Depuis le 6 janvier 2012, sont codifiées dans le code de l'environnement les dispositions des trois principales lois qui concernent spécifiquement les installations nucléaires de base :

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- la loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire (dite « loi TSN ») ;
- la loi de programme n° 2006-739 du 28 juin 2006 relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs (dite « loi déchets radioactifs ») ;
- la loi n° 68-943 du 30 octobre 1968 relative à la responsabilité civile dans le domaine de l'énergie nucléaire (dite « loi RCN ») codifiée aux articles L. 597-1 et suivants du code de l'environnement.

A noter qu'en application de la loi relative à la transition énergétique pour la croissance verte du 17 août 2015, une ordonnance du 10 février 2016 et un décret du 28 juin 2016 ont réformé le régime des installations nucléaires de base.

1.1.2.3.1. Le code de l'environnement

Les dispositions des chapitres III, V et VI du titre IX du livre V du code de l'environnement fondent le régime d'autorisation et de contrôle des installations nucléaires de base.

Le régime juridique des installations nucléaires de base vise à la prévention ou à la maîtrise de l'ensemble des risques et inconvénients qu'une installation nucléaire de base est susceptible de créer pour le public et l'environnement, qu'ils soient ou non de nature radioactive, à un niveau aussi faible que possible dans des conditions économiquement acceptables.

Le code de l'environnement encadre l'exercice des activités industrielles comportant un risque d'exposition des personnes aux rayonnements ionisants (hors activités médicales). Il affirme les principes fondamentaux :

- de la responsabilité première de l'exploitant de l'installation à l'origine du risque ou de l'inconvénient ;
- de la protection des intérêts mentionnés à l'article L.593-1 (à savoir la sécurité, la santé et la salubrité publiques, la protection de la nature et de l'environnement) ;
- du contrôle de l'Etat et de son implication dans la définition de la réglementation ;
- de l'obligation de transparence des activités nucléaires par un accès garanti du public à l'information ;

Une dizaine de décrets décline les dispositions législatives du titre IX du livre V du code de l'environnement, dont notamment :

- le décret n° 2007-830 du 11 mai 2007 relatif à la nomenclature des installations nucléaires de base ;
- le décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 modifié relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances radioactives, dit « décret procédures INB ».

Les dispositions du chapitre II du titre IV du livre V du code de l'environnement instaurent un cadre législatif pour la gestion de l'ensemble des déchets radioactifs.

1.1.2.3.2. Le « décret procédures INB »

Le décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 modifié relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances radioactives pris en application des dispositions du code de l'environnement définit le cadre dans lequel sont conduites les procédures relatives aux installations nucléaires de base et traite de

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

l'ensemble du cycle d'une installation nucléaire de base, de son autorisation de création et sa mise en service jusqu'à son arrêt définitif et démantèlement puis son déclassement.

Le décret précise les procédures applicables pour l'adoption de la réglementation générale et la prise des décisions individuelles relatives aux installations nucléaires de base.

1.1.2.4. La réglementation technique générale

La réglementation technique générale, prévue par l'article L. 593-4 du code de l'environnement, comprend l'ensemble des textes de portée générale fixant des règles techniques en matière de sûreté nucléaire.

1.1.2.4.1. L' « arrêté INB »

L'arrêté du 7 février 2012 modifié fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base dit « arrêté INB » définit les exigences applicables aux installations nucléaires de base pour la protection des intérêts énumérés par la loi : la sécurité, la santé et la salubrité publiques, la protection de la nature et de l'environnement.

Ces exigences sont applicables à la conception, à la construction, au fonctionnement, à la mise à l'arrêt définitif, au démantèlement, à l'entretien et à la surveillance des INB.

L'arrêté rappelle les principes :

- de la protection de l'ensemble des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement (la sécurité, la santé et la salubrité publiques ou la protection de la nature et de l'environnement), au-delà de la seule prévention des accidents ;
- de l'atteinte, compte-tenu de l'état des connaissances, des pratiques et de la vulnérabilité de l'environnement, d'un niveau des risques aussi faible que possible dans des conditions économiquement acceptables ;
- de l'« approche graduée », c'est-à-dire le caractère gradué des exigences et du contrôle qui doivent être proportionnés aux enjeux des questions traitées.

L'arrêté rappelle également « la priorité accordée à la protection des intérêts susmentionnés, en premier lieu par la prévention des accidents et la limitation de leurs conséquences au titre de la sûreté nucléaire ».

1.1.2.4.2. Les décisions réglementaires de l'ASN

En application de l'article L. 592-20 du code de l'environnement, l'ASN peut prendre des décisions réglementaires à caractère technique pour préciser les décrets et arrêtés pris en matière de sûreté nucléaire ou de radioprotection.

L'ensemble des décisions réglementaires est applicable au projet EPR NM.

On rappelle notamment les décisions suivantes qui ont été adoptées pour compléter les modalités d'application de l' « arrêté INB » et du « décret procédures » :

- 2013-DC-0360 du 16 juillet 2013 modifiée par la décision 2016-DC-0569 du 29 septembre 2016, dite « décision environnement » : maîtrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement des installations nucléaires de base ;
- 2014-DC-0417 du 28 janvier 2014, dite « décision incendie » : règles applicables aux installations nucléaires de base pour la maîtrise des risques liés à l'incendie ;
- 2014-DC-0462 du 7 octobre 2014 : maîtrise du risque de criticité dans les installations nucléaires de base ;

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- 2015-DC-0508 du 21 avril 2015 : étude sur la gestion des déchets et bilan des déchets produits dans les installations nucléaires de base ;
- 2015-DC-0532 du 17 novembre 2015 relative au rapport de sûreté des installations nucléaires de base ;
- 2016-DC-0571 du 11 octobre 2016 portant diverses dispositions relatives à la conformité des équipements sous pression nucléaires ;
- 2017-DC-0587 du 23 mars 2017 relative au conditionnement des déchets radioactifs et aux conditions d'acceptation des colis de déchets radioactifs dans les installations nucléaires de base de stockage ;
- 2017-DC-0616 du 30 novembre 2017 relative aux modifications notables des installations nucléaires de base.

1.1.2.4.3. Les règles fondamentales de sûreté et les guides de l'ASN

Les Règles Fondamentales de Sûreté (RFS) sont des recommandations qui précisent des objectifs de sûreté et décrivent des pratiques que l'ASN juge satisfaisantes.

Dans le cadre de la restructuration actuelle de la réglementation technique générale applicable aux installations nucléaires de base, les RFS sont progressivement remplacées par des guides de l'ASN.

La collection des guides de l'ASN regroupe à ce jour plus d'une trentaine de guides à caractère non prescriptif qui ont vocation à :

- accompagner certaines évolutions réglementaires, en favorisant la connaissance de la réglementation et des attentes de l'ASN ;
- proposer les modalités pour atteindre les objectifs fixés par les textes ;
- présenter les méthodes et les bonnes pratiques issues du retour d'expérience des événements significatifs.

A l'instar des règles fondamentales de sûreté, ces guides ne sont pas opposables.

Le guide n° 22, publié en juillet 2017, présente les recommandations de l'ASN et de l'IRSN pour la « Conception des réacteurs à eau sous pression » (REP) et est pris en compte à la conception de l'EPR NM.

Ce guide dont le champ d'application premier est la conception de nouveaux REP, traite pour l'essentiel de la prévention des accidents et incidents de nature radiologique et la limitation de leurs conséquences, mais aborde également d'autres aspects liés à la gestion des risques de nature non-radiologique ou aux inconvénients qui résulteront de l'exploitation de l'installation. Il rappelle, les exigences réglementaires à prendre en compte à la conception et présente, les recommandations qui permettent de les respecter, tant sur des aspects techniques que sur les facteurs organisationnels et humains pertinents, visant à la protection des intérêts mentionnés au premier alinéa de l'article L. 593-1 du code de l'environnement. Ces recommandations portent notamment sur ce que devraient être les objectifs, exigences et critères que les industriels se fixent pour la conception de l'installation afin de respecter les objectifs généraux fixés par la réglementation.

Bien que les recommandations du guide ne soient pas de nature prescriptive, leur respect est considéré comme une façon satisfaisante de répondre aux exigences réglementaires concernant la sûreté nucléaire.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

1.1.3. RÉGLEMENTATION RELATIVE A LA RADIOPROTECTION

1.1.3.1. Le référentiel international pour la radioprotection

Le cadre réglementaire et para-réglementaire propre à la radioprotection trouve sa source dans des normes, standards ou recommandations établis à l'échelle internationale par différents organismes. Peuvent être cités, en particulier :

- la Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR). Les dernières recommandations ont été publiées en 2007 dans la publication CIPR 103 ;
- l'AIEA : pour tenir compte des nouvelles recommandations de la CIPR 103, les exigences de sûreté génériques ont été mises à jour et publiées en juillet 2014 (Radiation Protection and Safety of Radiation Sources : GSR Part 3).

À l'échelle de l'union européenne, le Traité Euratom, plus particulièrement par ses articles 30 à 33, définit les modalités d'élaboration des dispositions de l'union européenne relatives à la protection contre les rayonnements.

Les directives Euratom ont fait l'objet d'une mise à jour qui a conduit à l'adoption de la nouvelle directive 2013/59/Euratom du 5 décembre 2013 fixant les normes de base relatives à la protection sanitaire contre les dangers résultant de l'exposition aux rayonnements ionisants.

Cette directive, qui doit être transposée par les Etats membres, s'applique à toute situation d'exposition planifiée, d'exposition existante ou d'exposition d'urgence. Par exemple, elle fixe à 1 mSv/an la dose efficace maximale pour le public, et à 20 mSv pour le travailleur sur une année quelconque.

Elle abroge les directives Euratom précédentes : 89/618, 90/641, 96/29, 97/43 et 2003/122.

L'ordonnance du 10 février 2016 a transposé les dispositions de la directive en droit interne, dans la partie législative du code de la santé publique et du code du travail. Deux décrets à paraître en 2018 compléteront cette transposition.

1.1.3.2. Les codes et les principales lois applicables en France

La radioprotection est définie comme « la protection contre les rayonnements ionisants, c'est-à-dire l'ensemble des règles, des procédures et des moyens de prévention et de surveillance visant à empêcher ou à réduire les effets nocifs des rayonnements ionisants produits sur les personnes, directement ou indirectement, y compris par les atteintes portées à l'environnement » (article L591-1 du Code de l'environnement).

En France, les dispositions relatives à la protection contre les rayonnements ionisants sont prévues essentiellement dans deux corpus juridiques : le code de la santé publique et le code du travail.

1.1.3.2.1. Le code de la santé publique

Le chapitre III « Rayonnements ionisants » du titre III du livre III de la première partie du code de la santé publique définit l'ensemble des « activités nucléaires ».

Le code de la santé publique définit dans son article L. 1333-2 les principes généraux de la radioprotection (justification, optimisation et limitation), établis au niveau international (CIPR) et repris par les exigences de l'AIEA, et par la directive 2013/59/Euratom.

Les principaux textes applicables sont :

- les articles L.1333-1 et suivants posant le champ d'application et 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

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

protection des personnes contre les dangers des rayonnements ionisants ;

- la décision n° 2009-DC-0153 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 18 août 2009 relative aux niveaux d'intervention en situation d'urgence radiologique homologuée par l'arrêté du 20 novembre 2009 : ces niveaux constituent des repères pour les pouvoirs publics qui ont à décider localement des actions à mettre en œuvre.

A noter : suite à la publication de l'ordonnance du 10 février 2016 qui a transposé dans la partie législative du code de la santé publique la nouvelle directive Euratom, un décret doit venir modifier la partie réglementaire de ce code. Il sera complété par des arrêtés d'application.

1.1.3.2.2. Le code du travail

Le code du travail contient diverses dispositions spécifiques à la protection des travailleurs exposés à des rayonnements ionisants.

Protection générale des travailleurs

Le chapitre Ier du titre V du livre IV de la quatrième partie du code du travail relatif à la prévention des risques d'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisants fait référence. Par ailleurs, les articles R. 4451-1 à R. 4451-144 du code du travail créent un régime unique de radioprotection pour l'ensemble des travailleurs susceptibles d'être exposés aux rayonnements ionisants dans le cadre de leur activité professionnelle.

Zonage radiologique

Des prescriptions relatives à la délimitation des zones surveillées, des zones contrôlées et des zones spécialement réglementées (zones contrôlées particulières) ont été édictées, quel que soit le secteur d'activité, par l'arrêté du 15 mai 2006 (publié au JO du 15 juin 2006). Cet arrêté définit, par ailleurs, les règles d'hygiène, de sécurité et d'entretien à respecter dans ces zones.

A noter : Suite à la publication de l'ordonnance du 10 février 2016 qui a transposé dans la partie législative du code du travail la nouvelle directive Euratom, un décret doit venir modifier la partie réglementaire de ce code. Il sera complété par des arrêtés d'application.

1.1.4. REGLEMENTATION RELATIVE A LA PROTECTION DE L'ENVIRONNEMENT

Le cadre juridique du domaine environnemental comporte des textes de portée internationale, européenne et nationale. Il se caractérise par le fait de comprendre à la fois des exigences propres aux installations nucléaires de base mais aussi des exigences applicables à d'autres secteurs d'activités. Il vise à garantir la préservation des intérêts protégés définis à l'article L593-1 du code de l'environnement.

Les principaux textes applicables en France sont :

- le code de l'environnement, Livre V, Titre IX, Chapitre III. L'article L.593-10 précise que l'Autorité de sûreté nucléaire définit des prescriptions relatives aux prélèvements d'eau et les limites de rejets de l'installation nucléaire de base ;
- les articles L.211-1 et suivants du code de l'environnement notamment (aspects « eau ») ;
- le décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 « décret Procédures » modifié 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 « arrêté INB » modifié fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base. Son Titre IV est relatif à la «

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Maîtrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement » ;

- la décision de l'ASN n° 2013-DC-0360 du 16 juillet 2013 modifiée par la décision 2016-DC-0569 du 29 septembre 2016 relative à la maîtrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement des installations nucléaires de base.

1.1.5. REGLEMENTATION RELATIVE A LA GESTION DES DECHETS

La directive 2011/70 Euratom du 19 juillet 2010 établit 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 Etat-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.

Cette directive a été transposée en droit français notamment par l'article 129 de la loi du 17 août 2015 relative à la transition énergétique pour la croissance verte et l'ordonnance n°2016-128 du 10 février 2016 pris sur son fondement. Les nouvelles dispositions ont été intégrées dans le code de l'environnement.

En France, la gestion des déchets dans les installations nucléaires de base, qu'ils soient radioactifs ou non, est encadrée par l'ASN afin notamment de prévenir et de réduire – prioritairement à la source – la production et la nocivité des déchets, notamment en agissant sur la conception, le tri, le traitement et le conditionnement.

Les textes clés de la réglementation, porteurs du prescriptif, sont les suivants :

- articles L. 541-1 et suivants du code de l'environnement sur les déchets non radioactifs ;
- article L. 542-1 et suivants du code de l'environnement et notamment l'article L. 542-1-2 qui dispose que la réduction de la quantité et de la nocivité des déchets radioactifs doit être recherchée par le traitement et le conditionnement des déchets radioactifs ;
- articles D. 542-74 et suivants du code de l'environnement qui fixent les prescriptions du Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs ;
- arrêté du 7 février 2012 modifié, Titre VI « Gestion des déchets » ;
- décision ASN 2015-DC-0508 du 21 avril 2015 relative à l'étude sur la gestion des déchets et au bilan des déchets produits dans les installations nucléaires de base (homologuée par un arrêté du 1^{er} juillet 2015) ;
- décision n° 2017-DC-0587 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 23 mars 2017 relative au conditionnement des déchets radioactifs et aux conditions d'acceptation des colis de déchets radioactifs dans les installations nucléaires de base de stockage (homologuée par un arrêté du 13 juin 2017).

1.1.6. REGLEMENTATION RELATIVE AUX EQUIPEMENTS SOUS 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 INB sont soumises à des règles générales et des prescriptions particulières.

La directive européenne n° 2014/68/UE du 15/05/14 relative « au rapprochement des

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

législations des Etats membres concernant la mise à disposition sur le marché des équipements sous pression » a été transposée dans le droit français dans le code de l'environnement. Cette directive exclut explicitement de son champ d'application les équipements sous pression nucléaires et ensembles nucléaires définis à l'article R. 557-12-1 du code de l'environnement.

L'article 5.1 du titre V de l' « arrêté INB » précise que les dispositions relatives aux équipements sous pression spécialement conçus pour les INB sont fixées par l'arrêté du 10 novembre 1999 relatif à la surveillance en exploitation des CPP et CSP des REP et l'arrêté du 30 décembre 2015 relatifs aux équipements sous pression nucléaires (voir paragraphe 1.1.6.2 ci-après).

La réglementation conduit ainsi à distinguer les équipements sous pression nucléaires des autres équipements sous pression.

1.1.6.1. Équipements sous pression

Les équipements sous pression sont régis par les articles L. 557-1 et suivants du code de l'environnement, créés par la loi n° 2013-619 du 16 juillet 2013 qui a transposé en droit national les textes européens relatifs à la mise sur le marché des produits et équipements à risques et à leur surveillance.

Ces dispositions ont ensuite été précisées par les articles R. 557-1-1 et suivants du code de l'environnement, créés quant à eux, par le décret n° 2015-799 du 1^{er} juillet 2015, qui a transposé en droit interne la directive n° 2014/68/UE du 15 mai 2014 relative à l'harmonisation des législations des Etats membres concernant la mise à disposition sur le marché des équipements sous pression.

Ces dispositions sont notamment complétées par l'arrêté du 20 novembre 2017 relatif au suivi en service des équipements sous pression et des récipients à pression simples.

1.1.6.2. Équipements sous pression nucléaires

Les articles R. 557-12-1 et suivants (section 12) et R. 557-14-1 et suivants (section 14) du code de l'environnement précisent les règles applicables à la conformité des équipements sous pression nucléaires (ESPN) et les règles applicables à leur suivi en service.

Les ESPN sont en outre régis par les dispositions :

- de l'arrêté du 30 décembre 2015 relatif aux équipements sous pression nucléaires dit « arrêté ESPN ». Cet arrêté précise les exigences applicables à la conception, la construction et l'exploitation des équipements sous pression nucléaires tels que définis dans cet arrêté.
- de l'arrêté du 10 novembre 1999 relatif à la surveillance de l'exploitation du CPP et des CSP des réacteurs nucléaires à eau sous pression. Cet arrêté définit les limites des circuits CPP et CSP ainsi que les exigences relatives à leur surveillance en exploitation.
- de la décision n° 2016-DC-0571 de l'ASN du 11 octobre 2016 portant diverses dispositions relatives à la conformité des équipements sous pressions nucléaires (homologuée par arrêté du 10 novembre 2016).

Un projet d'arrêté modifiant certaines dispositions applicables aux équipements sous pression nucléaires et à certains accessoires de sécurité destinés à leur protection, doit être prochainement publié. Il modifie et complète les dispositions réglementaires précitées et abroge l'arrêté du 12 décembre 2005.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

1.1.7. REGLEMENTATION RELATIVE AUX RISQUES CONVENTIONNELS

Les exigences relatives à la prise en compte des risques conventionnels sont principalement issues du « décret procédures INB » et des dispositions suivantes de l' « arrêté INB » :

- l'article 1.1 précise que l'application des règles générales repose sur une approche proportionnée à l'importance des risques ou inconvénients présentés par l'installation ;
- l'article 3.3 précise que : « la démonstration de sûreté nucléaire comporte en outre, sauf si l'exploitant démontre que ce n'est pas pertinent, des analyses probabilistes des accidents et de leurs conséquences. Ces analyses peuvent être réalisées, sauf prescription particulière contraire de l'Autorité de Sûreté Nucléaire, selon des méthodes appliquées aux Installations Classées pour la Protection de l'Environnement (ICPE) mentionnées à l'article L.512-1 du code de l'environnement. Elles intègrent les dimensions techniques, organisationnelles et humaines » ;
- l'article 3.7 impose que l'intensité des phénomènes dangereux non radiologiques soit définie de la même manière que pour les ICPE ;
- l'article 4.3.1 impose que : « Les textes cités en annexe II (dont arrêtés ICPE) s'appliquent aux équipements et installations mentionnés au premier alinéa de l'article L. 593-3 du code de l'environnement », c'est-à-dire aux équipements et installations nécessaires à l'exploitation d'une installation nucléaire de base qui sont implantés dans son périmètre.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

1.2. OBJECTIFS DE SURETE

1.2.1. INTRODUCTION

L'article 1^{er}.2 de l' « arrêté INB », précise que l'exploitant d'installation nucléaire de base s'assure que les dispositions retenues pour l'exercice des activités mentionnées à l'article 1^{er}.1 (c'est-à-dire la conception, la construction, le fonctionnement, la mise à l'arrêt définitif, le démantèlement, l'entretien et la surveillance des installations nucléaires de base) permettent d'atteindre, compte tenu de l'état des connaissances, des pratiques et de la vulnérabilité de l'environnement, un niveau des risques et inconvénients [...] aussi faible que possible dans des conditions économiquement acceptables. Ces dispositions sont définies sur la base d'une approche proportionnée à l'importance des risques ou inconvénients présentés par l'installation prenant en compte l'ensemble des aspects techniques et des facteurs organisationnels et humains pertinents.

D'après le standard de sûreté SF-1 de l'Agence Internationale pour l'Energie Atomique (AIEA) (voir chapitre 1.1 du présent volume), l'objectif fondamental de la sûreté est de protéger les personnes et l'environnement contre les effets nocifs des rayonnements ionisants. Cet objectif fondamental de sûreté de l'AIEA ainsi que les Principes Fondamentaux de Sûreté devant être appliqués pour l'atteindre, sont retenus pour toutes les étapes du projet EPR NM.

Les objectifs de sûreté pour les nouvelles centrales nucléaires ont été définis par WENRA sur la base d'une revue des Principes Fondamentaux de Sûreté de l'AIEA. Ils sont formulés de manière qualitative afin de permettre des évolutions de la conception de nouvelles centrales nucléaires dans le but d'améliorer leur niveau de sûreté par rapport à celui des centrales existantes.

Ces objectifs de sûreté définis par WENRA et cohérents avec l' « arrêté INB » sont appliqués pour la conception du réacteur EPR NM. Les objectifs généraux O1 à O7 sont déclinés dans le paragraphe 1.2.2 suivant.

Afin de démontrer que ces objectifs de sûreté radiologiques sont satisfaits, deux types d'évaluations de la sûreté de la conception du réacteur sont réalisés de façon complémentaire : une évaluation déterministe et une évaluation probabiliste. Les objectifs associés à ces évaluations et établis en cohérence avec les objectifs généraux de sûreté sont de deux types :

- objectifs quantitatifs associés aux évaluations des conséquences radiologiques (exprimés en Sv) ;
- objectifs à vérifier par les études probabilistes de sûreté (EPS).

Les objectifs quantitatifs associés aux évaluations des conséquences radiologiques sont déduits des niveaux d'intervention pour la mise en œuvre des actions de protection de la population en situation d'urgence radiologique. Ils sont présentés dans le paragraphe 1.2.3 ci-après.

Les objectifs à vérifier par les EPS sont présentés dans le paragraphe 1.2.4 ci-après.

Enfin, les objectifs de sûreté radiologiques sont complétés par deux types d'objectifs, présentés respectivement dans les paragraphes 1.2.5 et 1.2.6 ci-après, associés à des évaluations globales de l'impact du réacteur EPR NM sur l'environnement :

- objectifs associés aux rejets non radiologiques en fonctionnement normal de l'installation ;
- objectifs associés aux risques conventionnels présentés par l'installation.

Par ailleurs, au-delà des objectifs de sûreté, les objectifs de conception de l'EPR NM

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

s'inscrivent dans une recherche d'amélioration continue de la sûreté nucléaire, intégrant le retour d'expérience des installations antérieures (voir paragraphe 1.2.7 ci-après).

1.2.2. OBJECTIFS DE SURETE

Le réacteur EPR NM doit être conçu, construit, mis en service, exploité, mis à l'arrêt et démantelé en respectant les objectifs de sûreté exprimés dans les paragraphes suivants.

1.2.2.1. Objectif général

Conformément à l'article 1^{er}.2 de « l'arrêté INB », le réacteur EPR NM doit être conçu de façon à « *atteindre, compte tenu de l'état des connaissances, des pratiques et de la vulnérabilité de l'environnement, un niveau des risques et inconvénients (...) aussi faible que possible dans des conditions économiquement acceptables* », en prenant en compte l'avancement de la technique et de la pratique au moment de la conception.

Concernant les risques radiologiques, le respect de cet objectif général se base sur l'appréciation des gains de sûreté associés aux différents choix de conception au regard de leurs inconvénients notamment en matière industrielle, économique et de complexification de la conception ou de l'exploitation future.

Le Dossier d'Options de Sûreté présente le résultat de cette démarche, en détaillant notamment les options de conception retenues pour le projet EPR NM.

Ces options de conception sont choisies en particulier sur la base du retour d'expérience de l'EPR Flamanville, de l'accident de Fukushima Dai-ichi et des différentes solutions techniques disponibles et industriellement éprouvées, afin de respecter les objectifs de sûreté des réacteurs de Génération 3 tout en satisfaisant les objectifs économiques inhérent au développement de nouveaux moyens de production nucléaire. Elles permettent d'assurer, à ce titre, un très haut niveau de sûreté, ainsi que l'atteinte, compte tenu de l'état des connaissances, des pratiques et de la vulnérabilité de l'environnement, d'un niveau des risques et inconvénients aussi faible que possible dans des conditions économiquement acceptables.

1.2.2.2. Fonctionnement normal et prévention des incidents et accidents (déclinaison de l'objectif O1 de WENRA)

Réduire la fréquence des incidents¹ en renforçant l'aptitude à maintenir l'installation dans le domaine de fonctionnement normal.

Réduire le risque de dégradation de la situation normale vers une situation d'accident², en renforçant l'aptitude de l'installation à contrôler les incidents.

1.2.2.3. Accidents sans fusion du cœur ou de combustible (déclinaison de l'objectif O2 de WENRA)

Assurer que les accidents sans fusion du cœur ou de combustible³ n'entraînent pas d'impact radiologique hors-site ou seulement un impact radiologique mineur (en particulier, ne nécessitant pas de prophylaxie par comprimé d'iode, de mise à l'abri ou d'évacuation de la population⁴).

¹ Les incidents correspondent aux conditions de fonctionnement DBC2 définies au chapitre 1.4 du présent volume.

² Les accidents correspondent aux conditions de fonctionnement DBC3-4 définies au chapitre 1.4 du présent volume.

³ Les accidents sans fusion du cœur ou de combustible correspondent aux conditions de fonctionnement DBC3-4 et DEC-A définies au chapitre 1.4 du présent volume.

⁴ Néanmoins, la restriction de la consommation de nourriture peut être admise si elle reste limitée

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Réduire, autant que possible, dans des conditions économiquement acceptables :

- la fréquence de fusion du cœur ou de combustible en prenant en compte tous les types de défaillances et d'agressions crédibles, ainsi que les cumuls plausibles d'événements ;
- les rejets de substances radioactives de toutes les sources.

Apporter une attention particulière au choix du site et à la conception afin de réduire l'impact des agressions externes.

1.2.2.4. Accidents avec fusion du cœur ou de combustible (déclinaison de l'objectif O3 de WENRA)

Réduire les rejets radioactifs potentiels dans l'environnement, y compris à long terme⁵, en respectant les objectifs qualitatifs ci-dessous :

- les accidents avec fusion du cœur⁶ ou de combustible qui entraîneraient des rejets importants⁷ ou précoces⁸ doivent être rendus extrêmement improbables avec un haut degré de confiance ;
- pour les autres accidents avec fusion du cœur, des dispositions de conception doivent être prises afin que seules des mesures de protection limitées dans l'espace et le temps ne soient nécessaires pour le public (pas de relogement permanent, pas d'évacuation en-dehors du voisinage immédiat du site, mise à l'abri et prophylaxie iode limitées, pas de restriction de consommation des denrées alimentaires sur le long terme) et qu'il y ait suffisamment de temps pour mettre en œuvre ces mesures.

1.2.2.5. Indépendance suffisante entre les niveaux de défense en profondeur (déclinaison de l'objectif O4 de WENRA)

Veiller à une indépendance suffisante entre les différents niveaux de défense en profondeur, en particulier en ayant recours lorsque nécessaire à la diversification (en plus du renforcement individuel de chacun de ces niveaux tel qu'il est indiqué dans les trois objectifs précédents), pour assurer un renforcement global de la défense en profondeur.

1.2.2.6. Interfaces entre la sûreté et la sécurité nucléaire (déclinaison de l'objectif O5 de WENRA)

S'assurer que les dispositions prises en titre de la sûreté nucléaire et de la sécurité nucléaire sont conçues et implémentées de façon intégrée [].

1.2.2.7. Protection contre les radiations et gestion des déchets (déclinaison de l'objectif O6 de WENRA)

Réduire, autant que possible dans des conditions économiquement acceptables, par des dispositions de conception, pour tous les états de fonctionnement normal du réacteur ainsi

dans le temps et dans l'espace.

⁵ Long terme : prise en compte de la durée pendant laquelle les fonctions de sûreté doivent être maintenues. Il peut s'agir de mois ou d'années, selon le scénario de l'accident.

⁶ Les accidents avec fusion du cœur correspondent aux conditions de fonctionnement DEC-B définies au chapitre 1.4 du présent volume.

⁷ Rejets importants : rejets qui nécessiteraient des mesures de protection pour le public qui ne pourraient pas être limitées dans l'espace ou le temps.⁸ Rejets précoces : rejets qui nécessiteraient des mesures d'urgence à l'extérieur du site mais avec un temps insuffisant pour les mettre en œuvre.

⁸ Rejets précoces : rejets qui nécessiteraient des mesures d'urgence à l'extérieur du site mais avec un temps insuffisant pour les mettre en œuvre.

This document is issued by Framatome (formerly AREVA NP) and/or EDF in the course of the EPR NM Project. The proprietary rights and right to use this document are set forth in the Cooperation Agreement executed between Framatome (formerly AREVA NP) and EDF with respect to EPR NM Project. This document contains confidential information and shall not be disclosed, whether partially or in whole, to any third party without the prior and written consent of EDF and/or Framatome (formerly AREVA NP).

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

que lors de la mise à l'arrêt définitif et du démantèlement du réacteur :

- les doses individuelles et collectives reçues par les travailleurs ;
- les rejets de substances radioactives dans l'environnement ;
- la quantité et l'activité des déchets radioactifs.

1.2.2.8. Management de la sûreté (déclinaison de l'objectif O7 de WENRA)

Assurer le management efficace de la sûreté dès la conception. Ceci implique que :

- un management efficace de la sûreté soit mis en place par l'exploitant sur la durée entière d'un projet d'une nouvelle installation nucléaire et que les ressources techniques et financières soient suffisantes au sein du projet afin qu'il puisse remplir sa responsabilité première en termes de sûreté ;
- toutes les autres organisations impliquées dans le choix du site, la conception, la construction, l'exploitation et la déconstruction d'une nouvelle installation démontrent la capacité de leur personnel à se préoccuper des questions de sûreté nucléaire en relation avec leur travail et leur rôle dans l'organisation de la sûreté.

1.2.3. OBJECTIFS ASSOCIES AUX EVALUATIONS DES CONSEQUENCES RADIOLOGIQUES

1.2.3.1. Limites de doses pour la radioprotection des travailleurs

En fonctionnement normal, la réglementation fixe une limite de dose pour l'exposition professionnelle des travailleurs à 20 mSv sur l'ensemble de l'année (code du travail, voir chapitre 1.1 du présent volume).

En lien avec le paragraphe 1.2.2.7 ci-avant, les doses individuelles et collectives reçues par les travailleurs seront aussi faibles que possible dans des conditions économiquement acceptables.

1.2.3.2. Limites de doses pour les conséquences radiologiques en fonctionnement normal

Pour les populations les plus exposées au-delà de la limite du site en fonctionnement normal, la réglementation (Directive 2013/59 EURATOM de décembre 2013, code de la santé publique, voir chapitre 1.1 du présent volume) fixe une limite de dose efficace individuelle à 1 mSv pour l'année.

En lien avec le paragraphe 1.2.2.7 ci-avant, les conséquences radiologiques en fonctionnement normal pour les populations les plus exposées au-delà de la limite du site seront aussi faibles que possible dans des conditions économiquement acceptables.

1.2.3.3. Niveaux de doses pour les conséquences radiologiques des incidents

En cas d'incidents⁹, les doses calculées reçues par les populations les plus exposées sont comparées à la limite définie pour le fonctionnement normal, bien que cette valeur soit non réglementaire dans ce cas.

⁹ Les incidents correspondent aux conditions de fonctionnement DBC2 définies au chapitre 1.4 du présent volume.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

1.2.3.4. Niveaux de doses pour les conséquences radiologiques des accidents sans fusion du cœur ou de combustible

Des niveaux de doses sont définis pour répondre à l'objectif qualitatif de sûreté du paragraphe 1.2.2.3 ci-avant correspondant aux accidents sans fusion du cœur ou de combustible¹⁰. Ils correspondent aux niveaux d'intervention associés à la mise en œuvre des actions de protection de la population en situation d'urgence radiologique conformément à la décision ASN du 18 août 2009 (voir chapitre 1.1 du présent volume).

Les doses sont exprimées pour la population la plus sensible. Elles sont évaluées sur les 7 premiers jours qui suivent l'accident.

Les niveaux de doses subis par les premières populations hors du site auxquels sont comparés les résultats des études de conséquences radiologiques sont :

- dose efficace : 10 mSv ;
- dose à la thyroïde : 50 mSv.

De manière préliminaire au stade du « basic design », en l'absence de site d'implantation pour EPR NM, il est considéré comme hypothèse de conception une distance de 500 m entre le réacteur et les populations les plus proches.

1.2.3.5. Niveaux de doses pour les conséquences radiologiques des accidents avec fusion du cœur

Des niveaux de doses sont définis pour répondre à l'objectif qualitatif de sûreté du paragraphe 1.2.2.4 ci-avant pour les accidents avec fusion du cœur¹¹. Comme précédemment, ces niveaux correspondent aux niveaux d'intervention associés à la mise en œuvre des actions de protection de la population en situation d'urgence radiologique conformément à la décision ASN du 18 août 2009 (voir chapitre 1.1 du présent volume).

Les doses sont exprimées pour la population la plus sensible.

A très court terme (24 heures)

Les résultats des études de conséquences radiologiques sont comparés à une dose efficace reçue par les premières populations hors du site¹² de 50 mSv.

Le respect de ce niveau de dose traduit le fait qu'il n'y a pas d'évacuation des populations dans les 24 premières heures qui suivent l'accident. Une mise à l'abri ainsi que la prise de comprimés d'iode sont par contre possibles.

A moyen terme (7 jours)

Les résultats des études de conséquences radiologiques sont comparés à :

- une dose efficace à 3 km¹³ de 50 mSv ;
- une dose efficace à 5 km¹⁴ de 10 mSv ;

¹⁰ Les accidents sans fusion du cœur ou de combustible correspondent aux conditions de fonctionnement DBC3-4 et DEC-A définies au chapitre 1.4 du présent volume.

¹¹ Les accidents avec fusion du cœur correspondent aux conditions de fonctionnement DEC-B définies au chapitre 1.4 du présent volume.

¹² En l'absence de site connu pour l'implantation de l'EPR NM, il est fait l'hypothèse de conception de manière préliminaire pour le « basic design » que la distance entre le réacteur et les populations les plus proches est 500 m.

¹³ Cette distance correspond à la borne basse de la « Precautionary Action Zone » suggérée par l'AIEA GS-G-2 [3] et WENRA.

¹⁴ Cette distance correspond à la borne basse de la « Urgent protective action Planning Zone »

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- une dose à la thyroïde à 5 km de 50 mSv.

Le respect de ces niveaux de dose traduit le fait que, dans les 7 premiers jours qui suivent l'accident, la mise à l'abri et la prise de comprimés d'iode seraient limitées à une distance maximale de 5 km, et l'évacuation à une distance de 3 km.

A long terme (au-delà de la première année après l'accident)

Les résultats des études de conséquences radiologiques sont comparés au niveau de dose suivant, pour les populations les plus proches :

- dose efficace due aux dépôts (excepté l'ingestion de nourriture contaminée) moyennée sur une période de 5 ans après la première année : 100 mSv.

Le respect de ce niveau de dose traduit l'absence de relogement permanent des populations.

Par ailleurs, la concentration de radioactivité dans les denrées alimentaires sera comparée aux niveaux maximaux admissibles de la Communauté Européenne [2] au-delà de 5 km. Le respect de ces niveaux traduit l'absence de contamination long terme des denrées alimentaires au-delà de 5 km.

1.2.4. OBJECTIFS ASSOCIES AUX ETUDES PROBABILISTES DE SURETE

1.2.4.1. Fréquence de fusion du combustible

Les Etudes Probabilistes de Sûreté (EPS) de Niveau 1 sont utilisées pour estimer la fréquence de fusion du combustible.

La fréquence estimée de fusion du combustible doit être inférieure à 1×10^{-5} par réacteur et par an (/ra), en tenant compte de tous les types d'événements (événements internes, agressions internes et externes) pouvant survenir dans tous les états de fonctionnement du réacteur.

Cette valeur est cohérente avec la recommandation du paragraphe 27 de l'INSAG-12 [1] pour les futurs réacteurs.

1.2.4.2. Rejets importants ou précoces

Les EPS de Niveau 2 (voir chapitre 3.6 du présent volume) sont utilisées pour apporter un éclairage sur le caractère extrêmement improbable des accidents avec fusion du cœur ou de combustible qui conduiraient à des rejets importants ou précoces (voir définition au paragraphe 1.2.2.4 ci-avant).

La fréquence des rejets importants ou précoces est évaluée de façon globale sur l'ensemble des séquences accidentelles. Cette évaluation tient compte :

- des rejets importants et précoces provenant d'accidents avec fusion du cœur puis perte franche ou dégradation du confinement due à des phénomènes énergétiques, tels que l'explosion vapeur ou la déflagration hydrogène, ou à des accidents avec un bipasse précoce de l'enceinte de confinement. Ces rejets doivent être « pratiquement éliminés » (voir chapitre 2.5 du présent volume).
- des rejets importants et tardifs correspondant à une ruine ou à une dégradation tardive du confinement et conduisant à des doses supérieures aux niveaux de doses définis au paragraphe 1.2.3.4 ci-avant. Certaines séquences associées à ces rejets peuvent également faire l'objet, au cas par cas, d'une justification d'« élimination pratique » (cas de la fusion du combustible dans la piscine de stockage du combustible utilisé par exemple).

suggérée par l'AIEA GS-G-2 [3] et WENRA.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Les conséquences radiologiques associées aux séquences de l'EPS de niveau 2 aboutissant ou supposées aboutir à une ruine ou dégradation du confinement ne sont généralement pas évaluées, ces séquences étant considérées de manière conservatrice comme menant à des rejets importants. Si les conséquences radiologiques devaient être évaluées, les rejets seraient considérés comme importants dès lors qu'ils dépasseraient les niveaux de dose associés aux accidents avec fusion du cœur définis au paragraphe 1.2.3.5 ci-avant.

1.2.4.3. Rejets anormaux

Les EPS évaluent également la fréquence de rejets dits « anormaux » correspondant à des situations non couvertes par l'approche déterministe dans la mesure où elles résultent de combinaisons de défaillances allant au-delà des hypothèses d'étude (par exemple, accidents sans fusion du cœur induisant des ruptures de gaine avec bipasse du confinement, accidents avec fusion du cœur et défaillance d'un système de confinement dynamique).

Pour ces situations, il est démontré que les dispositions de conception permettent d'amener le risque à un niveau aussi faible que raisonnablement possible, au travers de la limitation des conséquences, ou de la fréquence d'occurrence de la situation concernée.

1.2.5. OBJECTIFS DE REJETS NON RADIOLOGIQUES EN FONCTIONNEMENT NORMAL

En complément de l'objectif O6 de WENRA du paragraphe 1.2.2.7 ci-avant qui concerne les rejets radioactifs, la conception de l'installation vise à ce que les rejets thermiques et les rejets d'effluents liquides et gazeux, non radioactifs, liés au fonctionnement normal de l'installation soient réduits autant que possible, sur la base des meilleures techniques disponibles, dans des conditions économiquement acceptables, en prenant en considération les caractéristiques de l'installation, son implantation géographique et les conditions locales de l'environnement.

1.2.6. OBJECTIFS LIÉS AUX RISQUES CONVENTIONNELS

L'installation ne doit pas conduire à des accidents conventionnels (par effet thermique, toxique, de surpression, d'émission de projectiles...) conduisant à des conséquences inacceptables pour les intérêts mentionnés à l'article L.593-1 du code de l'environnement, suivant une grille d'appréciation des risques issue de la circulaire du 10 mai 2010 [4].

1.2.7. PRINCIPAUX OBJECTIFS DE CONCEPTION DE L'EPR NM

1.2.7.1. Principaux objectifs de conception en lien avec les objectifs de sûreté

Ce paragraphe présente les principaux objectifs de conception en lien avec les objectifs de sûreté visés. Ces objectifs sont issus en particulier de la prise en compte d'une part des enseignements de l'accident de Fukushima Dai-ichi et d'autre part du retour d'expérience des EPR en construction, notamment de l'EPR Flamanville. Ils peuvent conduire dans certains cas à des évolutions de conception apportées au modèle EPR.

La prise en compte des enseignements tirés de l'accident de Fukushima Dai-ichi conduit à accorder une attention particulière à l'indépendance suffisante des systèmes et composants spécialement conçus pour le niveau 4 de défense en profondeur. En pratique, cela revient à introduire de nouvelles exigences de conception déterministes sur l'indépendance du niveau 4 de la défense en profondeur, intégrant des considérations probabilistes ou des considérations technico-économiques (voir chapitre 2.1 du présent volume).

La prise en compte des enseignements tirés de l'accident de Fukushima Dai-ichi conduit également à définir dès la conception une démarche de prise en compte des agressions externes extrêmes naturelles. La conception de l'EPR NM, intégrant par ailleurs les

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

recommandations associées à ce thème dans les Reference Levels WENRA (voir chapitre 1.1 du présent volume), présente ainsi une résistance élevée aux agressions externes naturelles.

Enfin, la prise en compte des enseignements tirés de l'accident de Fukushima Dai-ichi conduit à prendre en compte l'interface avec l'intervention en situation de crise (y compris jusqu'à l'intervention de moyens externes) en définissant des points de connexion qui permettront a minima d'assurer les fonctions de sûreté requises en cas d'accident avec fusion du cœur non maîtrisé.

Afin de prendre en compte le retour d'expérience de l'EPR Flamanville, pour des situations accidentelles affectant simultanément la chaudière et la piscine de stockage du combustible usé, la conception de l'EPR NM prévoit de pouvoir gérer en parallèle la séquence côté bâtiment réacteur et celle côté bâtiment combustible, sans que l'opérateur en salle de commande principale n'ait besoin de prioriser l'une ou l'autre des séquences.

La prise en compte du retour d'expérience de l'EPR Flamanville a également conduit à réinterroger la conception :

- pour rechercher à éviter l'hypothèse d'exclusion de fuite sur des portions de tuyauteries en simple enveloppe connectées à la piscine de stockage du combustible usé ;
- pour rendre extrêmement improbables avec un haut degré de confiance les situations de perte totale des alimentations électriques ;
- pour renforcer la fiabilité des systèmes support, notamment en les prenant en compte dès les premières phases de conception dans l'application du principe de défense en profondeur ;
- pour renforcer la diversification de la source froide principale de sûreté, en introduisant une source froide diversifiée par air ;
- pour limiter les conséquences d'éventuelles fuites liquides qui interviendraient sur le circuit d'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte en cas d'accident avec fusion du cœur, en les réinjectant dans le bâtiment réacteur.

Par ailleurs, la conception de l'EPR NM vise à suivre une démarche de conception linéaire plus industrielle, qui participe à la stabilité du référentiel de sûreté, et donc au renforcement de la sûreté. Ainsi, des méthodes sont développées afin de systématiser certaines démarches, comme par exemple l'identification des conditions de fonctionnement avec défaillances multiples DEC-A.

1.2.7.2. Principaux objectifs de conception en lien avec l'exploitation

Ce paragraphe présente les principaux objectifs de conception en lien avec l'exploitation. Ces objectifs sont issus en particulier de la prise en compte du retour d'expérience des EPR en construction, notamment de l'EPR Flamanville.

1.2.7.2.1. Retour d'expérience

Le projet EPR NM s'appuie sur des documents formalisés et des rapports produits par des organisations de collecte et formalisation du retour d'expérience, mises en place par chacune des maisons mères indépendamment du projet. Ce retour d'expérience concerne aussi bien les nouveaux projets nucléaires que les centrales REP en exploitation, en France et à l'étranger.

Les éléments techniques de retour d'expérience pertinents pour les différentes phases du projet EPR NM (« basic design », conception détaillée...) sont transmis, intégralement ou par le biais de résumés, aux équipes en charge de la conception par le responsable « retour

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

d'expérience » du projet. L'avancement de leur prise en compte (éléments transmis, état de l'intégration dans la conception) est tracé par des rapports périodiques. Par ailleurs, une capitalisation de l'expérience acquise dans le cadre du projet EPR NM est prévue, en relation avec les progrès de la phase de « basic design », en vue de projets à venir.

Le retour d'expérience de l'EPR Flamanville a conduit à privilégier une maintenance des systèmes d'injection de sécurité (RIS) et d'alimentation en eau de secours des générateurs de vapeur (ASG) réacteur à l'arrêt. Ce choix de ne pas faire de maintenance préventive réacteur en puissance a un impact faible sur le coefficient de disponibilité (Kd) de l'EPR NM par rapport à celui de l'EPR Flamanville, compte tenu des contraintes imposées sur la maintenance en puissance, notamment les exigences liées à la requalification des systèmes. Il conduit à retenir une architecture en trois trains pour EPR NM. La maintenance en puissance est toutefois conservée sur certains systèmes support (groupes électrogènes, chaînes de refroidissement RRI/SEC, systèmes de ventilation) compte tenu de leur disponibilité requise dans tous les états standards.

L'optimisation du coefficient de disponibilité a, d'autre part, conduit l'exploitant à demander à avoir la possibilité d'assurer, en fonctionnement normal jusqu'à 2 ou 3% de puissance nominale, l'exutoire vapeur au secondaire des générateurs de vapeur indépendamment de la disponibilité du circuit secondaire de l'îlot conventionnel, comme c'est le cas sur le parc EDF en exploitation. Cette possibilité est utilisée dans les phases de démarrage-arrêt lors des arrêts programmés pour visites partielles (VP) et visites décennales (VD) ce qui permet de disposer d'une plage plus grande pour la maintenance sur le circuit secondaire. Elle permet aussi, en cas d'indisponibilité du circuit secondaire (entrée d'eau brute au condenseur par exemple), de pouvoir maintenir le réacteur aux conditions d'attente à chaud, ce qui évite un repli systématique jusqu'aux conditions de connexion au système RIS en mode RA. L'alimentation des générateurs est, dans ce cas, assurée par le système ASG et l'exutoire vapeur assuré par le système de décharge vapeur à l'atmosphère (VDA) et le circuit vapeur principal (VVP). Des dispositions de conception sont prises pour permettre le fonctionnement de ces systèmes en fonctionnement normal tout en gardant leur fonctionnalité en conditions accidentelles.

1.2.7.2.2. Rejets et déchets en fonctionnement normal

Globalement, en fonctionnement normal et ramené à des puissances installées et options de fonctionnement comparables, l'objectif du projet EPR NM en termes de rejets liquides, gazeux ou thermiques et de production de déchets est de s'inscrire dans la continuité des performances attendues pour l'EPR Flamanville et des bons résultats constatés depuis plusieurs années sur le parc EDF en exploitation. En complément, des optimisations supplémentaires par rapport à l'EPR Flamanville sont réalisées au cas par cas, telles que la diminution des rejets d'hydrazine par exemple.

Pratiquement, l'optimisation des rejets et des déchets en fonctionnement normal repose sur trois principes directeurs : leur limitation à la source, leur tri et recyclage autant que possible, l'optimisation de leur traitement avant leur rejet ou leur stockage, sur la base des meilleures techniques disponibles (MTD), et des bonnes pratiques mises en œuvre sur le parc EDF en exploitation.

La limitation à la source des effluents consiste par exemple à utiliser le bore enrichi ce qui permet de limiter la concentration en bore du fluide primaire et des auxiliaires nucléaires. De même, l'injection de zinc, dès le démarrage du réacteur, permet d'optimiser la phase de passivation des surfaces primaires lors de la mise en service et de limiter sur le long terme la production de produits de corrosion activés. Un autre exemple est constitué par le choix de filtres qui ne relâchent pas la silice ce qui permet d'éviter son accumulation dans le circuit primaire et d'optimiser le recyclage du bore. La limitation à la source des effluents s'applique également sur des systèmes non directement liés à la chaudière. Par exemple, pour éviter

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

les rejets en phosphates, la carbonation des systèmes de réfrigération intermédiaire (RRI, SRI) contribue à abaisser le pH du circuit conduisant l'exploitant à diminuer les appoints / rejets pour retrouver un pH de moindre corrosion des aciers noirs.

L'optimisation du tri et du recyclage consiste par exemple à recycler le bore contenu dans les effluents issus des puisards du système de purges, évènements et exhaures nucléaires (RPE) drains résiduaux vers les bâches intermédiaires du système de traitement des effluents liquides primaires (TEP). La collecte des effluents drains résiduaux vers RPE est prévue de façon sécurisée, de même que leur stockage. Puis, ces effluents sont traités au niveau du système de traitement des effluents usés (TEU) par filtration et déminéralisation, afin de recycler des effluents de bonnes qualités. Ensuite, ils sont stockés dans les bâches intermédiaires TEP pour être traités par évaporation afin de séparer l'eau et le bore. Cette optimisation permet de recycler plus de bore au niveau du circuit primaire et donc de produire moins de rejets dans l'environnement. Un autre exemple est constitué par la mise en œuvre de la doctrine « tritium » du parc EDF en exploitation qui permet de limiter son rejet sous forme gazeuse, tout en limitant son accumulation liquide dans les circuits, en privilégiant l'appoint au primaire avec de l'eau déminéralisée dégazée et en rejetant les distillats d'évaporation TEP. Enfin, l'optimisation des traitements consiste, dans un premier temps, à tirer profit du retour d'expérience et des bonnes pratiques validées sur le parc EDF en exploitation et, dans un deuxième temps, à rechercher de nouvelles technologies telles que le dégazage de l'eau fraîche REA par contacteur-membranaires au lieu d'un dégazage par vaporisation/condensation ou le développement d'une nouvelle machine mobile de traitement des boues. La qualité des mesures effectuées par les équipes du domaine de la chimie au sens large, est un maillon important pour la sûreté et l'environnement. L'EPR NM bénéficie du projet de modernisation des laboratoires Chimie / Effluents / Environnement développé sur le parc EDF en exploitation afin de permettre l'intégration des nouveaux appareils de mesures demandés dans le cadre des exigences réglementaires.

1.2.7.2.3. Radioprotection

Vis-à-vis de la protection des travailleurs, le projet EPR NM s'inscrit dans la continuité de l'EPR Flamanville avec un objectif de dose collective de 0,35 homme Sievert par an et par unité de production (valeur moyennée sur 10 ans), valeur plus faible que celle obtenue pour les meilleures réacteurs du parc EDF en exploitation. Pour atteindre cet objectif, la radioprotection est prise en compte dès la phase de conception.

En particulier, les axes majeurs suivants sont considérés à la conception :

- une limitation du terme source dans les circuits par un choix adapté des matériaux constituant le circuit primaire ou en contact avec du fluide primaire. La teneur résiduelle en cobalt des aciers inoxydables constituant le circuit primaire est limitée et les revêtements à base de stellite sont aussi limités autant que raisonnablement possible. Une autre exigence porte sur la limitation d'équipements avec matériaux constitués d'antimoine ou d'argent ;
- une limitation du terme source dans les circuits par la mise en œuvre d'une chimie du circuit primaire optimisée vis-à-vis de la production et du transfert de produits de corrosion activés. La conception du réacteur permettra notamment le maintien d'un pH optimum au cours du cycle et la mise en œuvre de l'injection de zinc dès le démarrage de l'installation. Dans l'état des connaissances actuelles, il est considéré que ces dispositions permettront de limiter autant que raisonnablement possible le terme source pour un nouveau réacteur ;
- la mise en œuvre de dispositions pour limiter autant que raisonnablement possible la propagation des rayonnements. Dès la phase de conception des bâtiments nucléaires, la radioprotection est intégrée en préconisant un agencement des locaux et des équipements dans les locaux pour répondre à

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

des exigences de débit de dose comparables aux exigences retenues pour l'EPR Flamanville. De même, une attention particulière est portée à la vérification d'épaisseurs minimales des murs et voiles en béton à mettre en place autour des différents types d'équipements activés.

Les moyens de protection contre l'irradiation (en particulier les règles de zonage radiologique) ainsi que les moyens de protection contre la contamination devraient être reconduits de l'EPR Flamanville. En particulier, la démarche EVEREST est appliquée : accès aux zones propres de la zone contrôlée en tenue conventionnelle (bleu de travail) et accès aux zones contaminées en tenue adaptée aux risques de contamination. Par ailleurs, le concept dit « two rooms » n'est pas appliqué sur l'EPR NM, en lien avec l'interdiction d'entrée dans le bâtiment réacteur lorsque le réacteur est en puissance.

1.2.7.2.4. Démantèlement

Concernant la prise en compte du démantèlement à la conception, le retour d'expérience des principales opérations de déconstruction réalisées à ce jour (en France et à l'étranger) et des recommandations issues de différents organismes internationaux tels que l'AIEA, WENRA, OCDE, ont permis d'identifier, pour la phase de conception, au stade du « basic design », des principes destinés à faciliter, à terme, la déconstruction :

- limiter l'activation des ouvrages et matériels (par exemple en excluant ou limitant les matériaux contribuant significativement au débit de dose ambiant) ;
- limiter la contamination des ouvrages et matériels (par exemple en prévenant la corrosion des circuits appelés à véhiculer du fluide primaire).

Les deux exemples cités montrent que certains des principes identifiés ne sont pas tous spécifiques du thème du démantèlement.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

1.3. PRINCIPALES EXIGENCES DE SURETE

1.3.1. INTRODUCTION

Les principales exigences de sûreté applicables à la protection contre les risques radiologiques présentées ci-dessous sont conformes à l' « arrêté INB », notamment celles relatives au principe de défense en profondeur.

Ce chapitre a pour but de présenter les exigences de sûreté générales relatives :

- au principe de défense en profondeur ;
- aux fonctions fondamentales de sûreté, et en particulier à la fonction fondamentale de sûreté « confinement des substances radioactives » ;
- aux barrières de confinement.

1.3.2. PRINCIPE DE DÉFENSE EN PROFONDEUR

Le principe de défense en profondeur tel que défini par l'AIEA et WENRA est appliqué à la conception et assure une protection graduée des intérêts protégés.

Le concept de défense en profondeur comporte cinq niveaux de défense successifs destinés à prévenir les incidents et accidents, et à en limiter les conséquences éventuelles. Les exigences relatives à ces cinq niveaux sont :

- niveau 1 : ce niveau a pour but d'empêcher tout écart de fonctionnement par rapport à l'exploitation normale, de prévenir les défaillances des systèmes, de participer à la réduction des potentiels événements initiateurs : cela se traduit entre autres :
 - par la qualité de conception des équipements utilisés en fonctionnement normal pour éviter leur dysfonctionnement (codes de conception, choix des matériaux et prise en compte de marges de conception) ;
 - par la maintenance de ces mêmes équipements ;
 - par la prise en compte du retour d'expérience ;
 - par le respect des règles d'exploitation définissant le domaine de fonctionnement normal.
- niveau 2 : ce niveau a pour but de déceler et corriger les écarts par rapport aux conditions normales de fonctionnement, afin d'empêcher que des incidents ne dégénèrent. Cela se traduit par la mise en place de dispositions de conception permettant de détecter de tels écarts et de rétablir le fonctionnement normal.
- niveau 3 : ce niveau regroupe deux sous-niveaux distincts (conformément à WENRA) avec des exigences propres comme suit :
 - le niveau 3a a pour but :
 - de prévenir le risque de fusion du cœur ou d'endommagement de combustible dans le bâtiment combustible pour les incidents ou les accidents du domaine de conception de référence ;
 - de limiter les conséquences d'un incident ou d'un accident ;
 - d'éviter qu'un incident ou accident ne dégénère en un accident plus grave ;
 - le niveau 3b a pour but :

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- de prévenir le risque de fusion du cœur du réacteur et la dégradation du combustible dans le bâtiment combustible pour des séquences correspondant à des défaillances multiples ;
- de limiter les conséquences d'une condition de fonctionnement avec défaillances multiples ;
- d'éviter qu'une telle condition ne dégénère en un accident plus grave.

La maîtrise des conséquences et l'atteinte de l'état contrôlé puis de l'état d'arrêt sûr (voir chapitres 3.1 et 3.2 du présent volume) après de tels événements, sont assurées par :

- la mise en œuvre de systèmes de sauvegarde de fiabilité élevée (qualité de conception et essais périodiques) ;
 - des équipements diversifiés, si besoin (voir chapitre 2.2 du présent volume) ;
 - des procédures de conduite adaptées.
- niveau 4 : ce niveau a pour but de maîtriser les accidents de fusion du cœur du réacteur s'ils devaient survenir, et maintenir les rejets radioactifs compatibles avec les objectifs de sûreté. Cela se traduit par des dispositions de conception et des procédures dédiées qui ont pour objectif majeur d'assurer la fonction de confinement.
 - niveau 5 : ce niveau a pour but d'atténuer les conséquences radiologiques des rejets potentiels de matières radioactives et protéger les populations. Cela se traduit, entre autres, par la mise en place de moyens d'intervention extérieurs au site.

En adéquation avec les objectifs de sûreté présentés au chapitre 1.2 du présent volume, l'existence de différents niveaux de défense en profondeur suffisamment indépendants et robustes doit être assurée (voir chapitre 2.1 du présent volume).

De façon générale, les niveaux de défense en profondeur doivent être suffisamment indépendants les uns des autres afin que, d'une part, la défaillance d'un niveau ne remette pas en cause l'efficacité des autres niveaux et d'autre part, qu'une cause commune ou qu'un événement particulier (par exemple une agression) ne conduise à la défaillance de tous les niveaux requis pour en gérer les conséquences.

L'indépendance entre niveaux de défense en profondeur s'analyse événement par événement : il est par exemple possible de valoriser un équipement conçu initialement pour le niveau 3a dans le niveau 3b, à condition que qu'il ne soit pas rendu indisponible par l'événement associé au niveau 3b.

Par ailleurs, il est à noter que, lors de la reprise de l'installation par rapport à l'EPR Flamanville, une attention particulière sera accordée à l'indépendance suffisante des systèmes et composants spécialement conçus pour le niveau 4 de défense en profondeur dans des conditions économiquement acceptables. Les principes définis pour assurer cette indépendance sont présentés au chapitre 2.1 du présent volume.

La présentation des principaux systèmes élémentaires de l'EPR NM selon les niveaux de défense en profondeur dans lesquels ils interviennent et la justification de la suffisance de l'indépendance sont présentées au chapitre 11 du volume 2.

1.3.3. EXIGENCES RELATIVES AUX FONCTIONS FONDAMENTALES DE SURETE

La démonstration de sûreté nucléaire doit présenter la manière dont les fonctions fondamentales de sûreté sont assurées. Ces fonctions sont les suivantes (« arrêté INB ») :

- la maîtrise des réactions nucléaires en chaîne ;

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- l'évacuation de la puissance thermique issue des substances radioactives et des réactions nucléaires ;
- le confinement des substances radioactives ;
- la protection des personnes et de l'environnement contre les rayonnements ionisants.

Ces fonctions doivent être assurées pour les différents niveaux de défense en profondeur. Pour ce faire, vis-à-vis de chaque condition de fonctionnement, les Structures, Systèmes et Composants (SSCs) nécessaires à l'accomplissement des fonctions fondamentales de sûreté sont définis.

La méthode d'analyse fonctionnelle permettant l'identification de ces SSCs est détaillée au chapitre 3.4 du présent volume.

Les exigences relatives à la maîtrise des réactions nucléaires en chaîne et à l'évacuation de la puissance thermique sont présentées dans le chapitre 3 du présent volume.

Les exigences particulières relatives à la fonction confinement sont détaillées dans le paragraphe 1.3.4 ci-après.

Le respect des trois premières fonctions fondamentales de sûreté permet d'assurer la quatrième fonction, c'est-à-dire la protection du public et de l'environnement contre les rayonnements ionisants. Les exigences particulières relatives à la protection des travailleurs sont présentées dans le chapitre 6 du volume 3.

1.3.4. EXIGENCES ET HYPOTHESES RELATIVES A LA FONCTION CONFINEMENT

La fonction de confinement des substances radioactives est assurée par l'interposition, entre ces substances et les personnes et l'environnement, d'une ou plusieurs barrières successives suffisamment indépendantes entre elles (article 3.4 de l' « arrêté INB »).

Ainsi, trois barrières de confinement sont prévues entre le combustible situé dans le cœur du réacteur et l'environnement :

- la gaine du combustible ;
- l'enveloppe du circuit primaire ;
- l'enceinte de confinement et les organes d'isolement associés, complétés par l'extension troisième barrière.

1.3.4.1. Les barrières

1.3.4.1.1. Première barrière de confinement

La première barrière de confinement est constituée par la gaine du combustible.

L'intégrité de la première barrière doit être assurée en fonctionnement normal.

1.3.4.1.2. Deuxième barrière de confinement

La deuxième barrière de confinement du combustible situé dans le cœur du réacteur est constituée par l'enveloppe du circuit primaire.

L'intégrité de l'enveloppe du circuit primaire nécessite donc une attention particulière. Des mesures sont adoptées en conséquence dès la conception pour s'en assurer. Une description du circuit primaire et de ses principaux composants est fournie dans le chapitre 2.3 du volume 2.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

1.3.4.1.3. Troisième barrière de confinement

La troisième barrière de confinement du combustible situé dans le cœur du réacteur est constituée de :

- l'enceinte de confinement dans laquelle sont placés le circuit primaire principal et ses dispositifs associés ;
- l'enveloppe des circuits secondaires principaux à l'intérieur du bâtiment réacteur ;
- l'enveloppe des circuits susceptibles de véhiculer du fluide primaire radioactif ou l'atmosphère de l'enceinte hors de l'enceinte de confinement lorsque son isolement est requis en situation d'incident ou d'accident, qui est alors identifiée comme « extension de la troisième barrière » ;
- les pénétrations de l'enceinte et leurs organes d'isolement.

1.3.4.2. Définition de la fonction confinement

La fonction confinement a pour objectif d'éviter la dispersion de substances radioactives dans l'environnement, plus particulièrement lors d'une situation accidentelle, et donc de permettre le respect des objectifs radiologiques associés aux différentes conditions de fonctionnement.

La fonction confinement est fondée sur des caractéristiques de conception et des moyens spécifiques utilisés pour limiter ou contenir les rejets de substances radioactives dans l'environnement, dans les différentes conditions de fonctionnement.

La fonction confinement est assurée par :

- les barrières de confinement telles que définies précédemment (y compris les circuits constituant une extension de la troisième barrière) ;
- les moyens permettant de maintenir un confinement statique et dynamique des bâtiments périphériques autour du bâtiment réacteur ou des locaux spécifiques.

1.3.4.3. Cas du combustible utilisé dans la piscine de stockage

Selon la définition du terme « barrières de confinement » adoptée au paragraphe 1.3.4 ci-dessus, seule la gaine du combustible constitue une barrière de confinement. Il existe néanmoins d'autres dispositions participant à la fonction confinement dans le bâtiment combustible :

- l'eau de la piscine de stockage du combustible utilisé permettant une protection radiologique du personnel ;
- la structure du bâtiment combustible et les dispositifs assurant le confinement de la zone contrôlée du bâtiment combustible.

1.3.4.4. Exigences de sûreté liées à la fonction confinement

Les exigences de sûreté relative à la fonction confinement sont les suivantes :

Pour le bâtiment réacteur :

- les paramètres de dimensionnement de l'enceinte (notamment pression et température) doivent couvrir les chargements obtenus lors des conditions de fonctionnement pris en compte pour la conception ;
- l'efficacité du confinement des substances radioactives doit être assurée sans nécessiter de système actif d'évacuation de la puissance résiduelle hors de

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

l'enceinte pendant plusieurs heures après un accident avec fusion du cœur ;

- la performance de la fonction confinement de l'enceinte se traduit par un taux de fuite global qui doit pouvoir être vérifié à la mise en service et en exploitation lors des essais périodiques ;
- des dispositions de conception sont prises pour « éliminer pratiquement » des situations accidentelles conduisant à la perte du confinement ou le bipasse de celui-ci entraînant des rejets importants et précoces (voir chapitre 2.5 du présent volume).

Pour le bâtiment combustible, la protection radiologique apportée par l'eau de la piscine de stockage du combustible usé doit être maintenue dans toutes les conditions de fonctionnement où du combustible est stocké en piscine et le confinement doit être assuré en cas d'accident dans le bâtiment combustible dès lors qu'il participe à la démonstration de sûreté nucléaire.

Pour les bâtiments périphériques, le confinement des zones contrôlées doit être assuré dans toutes les conditions de fonctionnement (hors éventuels transitoires avec rejet vapeur). Si nécessaire, des dispositifs de collecte et de traitement des substances radioactives avant leur rejet sous forme gazeuse ou liquide dans l'environnement sont mis en place.

1.3.4.5. Objectifs de conception liées à la fonction confinement

Au-delà de ces exigences de sûreté, on notera les objectifs de conception suivants :

- le dimensionnement de l'enceinte doit couvrir une période d'au moins 12 heures sans système actif d'évacuation de la puissance en cas d'accident avec fusion du cœur ;
- les fuites directes de l'enceinte vers l'environnement au travers de son revêtement métallique sont négligeables et la contamination de la nappe phréatique est évitée dans toutes les conditions de fonctionnement ;
- le taux de fuite global de l'enceinte se situe autour de 0,2 % du volume libre de l'enceinte par jour dans toutes les conditions de fonctionnement. Cette valeur de 0,2 % est une valeur à consolider au cours de la phase de « basic design » ;
- la puissance résiduelle est évacuée du bâtiment réacteur sans dispositif d'éventage ;
- une valeur d'étanchéité statique des zones contrôlées des bâtiments périphériques sera définie pour le dimensionnement des systèmes de ventilation et les calculs de conséquences radiologiques.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

1.4. DEMARCHE GENERALE DE SURETE A LA CONCEPTION

1.4.1. INTRODUCTION

Concernant les risques radiologiques, la démarche générale de sûreté à la conception pour EPR NM s'appuie sur une approche déterministe prudente basée sur le principe de défense en profondeur complétée par une vérification probabiliste.

En cohérence avec les textes de WENRA et de l'AIEA (voir chapitre 1.1 du présent volume), l'approche de conception déterministe s'articule autour de deux domaines distincts :

- le domaine de conception de référence pour le dimensionnement des SSCs de prévention et de mitigation des conditions de fonctionnement de référence, voir paragraphe 1.4.2.1 ci-après ;
- le domaine de conception étendu pour le dimensionnement des SSCs de mitigation des conditions de fonctionnement avec défaillances multiples ainsi que de mitigation des conditions de fonctionnement avec fusion du cœur, voir paragraphe 1.4.2.2 ci-après.

Le dimensionnement des SSCs dans ces deux domaines est complété par la prise en compte, à la conception, des agressions internes et externes (paragraphe 1.4.3.1 et 1.4.3.2 ci-après) et des cumuls plausibles d'événements (paragraphe 1.4.3.3 ci-après), ce qui peut conduire à :

- dimensionner des SSCs additionnels nécessaires à la prévention ou à la mitigation de ces agressions ;
- définir des exigences supplémentaires applicables pour la conception des SSCs.

Enfin, en complément, des dispositions de conception sont prises afin d'« éliminer pratiquement » certaines situations (voir paragraphe 1.4.4 ci-après).

Concernant les risques conventionnels, leur prise en compte à la conception fait l'objet d'une démarche spécifique en complément et en cohérence avec la démarche de protection contre les risques radiologiques et qui est proportionnée à l'importance des risques. Les principes de protection contre les risques conventionnels sont décrits dans le chapitre 2.11 du présent volume et les règles d'étude sont décrites au chapitre 3.8 du présent volume.

Les paragraphes 1.4.2 à 1.4.5 ci-après sont relatifs à la démarche de protection contre les risques radiologiques.

1.4.2. DOMAINES DE CONCEPTION

1.4.2.1. Domaine de conception de référence

Le domaine de conception de référence regroupe les conditions de fonctionnement de référence.

Ces conditions de fonctionnement de référence sont définies de façon à être représentatives des conséquences d'événements initiateurs uniques (EIU) dus à des défaillances internes simples qui peuvent survenir sur l'installation.

Les conditions de fonctionnement de référence **DBC** sont classées en quatre catégories :

- **DBC1** : transitoires d'exploitation normale ;
- **DBC2** : incidents pouvant survenir au moins une fois dans la vie de l'installation ;
- **DBC3** : accidents ayant une faible probabilité de survenir pendant la vie de

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

l'installation ;

- **DBC4** : accidents hypothétiques supposés ne pas pouvoir survenir pendant la vie de l'installation.

Les conditions de fonctionnement DBC1 représentent les transitoires susceptibles de se produire fréquemment ou régulièrement au cours du fonctionnement normal. Ces conditions ne sont pas soumises à la démonstration de sûreté nucléaire mais participent à la définition des conditions de chargement de l'enveloppe sous pression du circuit primaire et du circuit secondaire principal. Elles permettent également de dimensionner les régulations et les limitations éventuelles qui maintiennent les paramètres principaux de la chaudière dans une plage autorisée. Elles sont associées aux niveaux 1 et 2 de la défense en profondeur (voir chapitre 1.3 du présent volume).

Les conditions de fonctionnement DBC2-4 permettent de dimensionner les Structures, Systèmes et Composants (SSCs) de mitigation de ces incidents et accidents (en particulier les systèmes dits « de sauvegarde ») incluant les SSCs correspondant à leurs fonctions support (source électrique, contrôle-commande, source froide, ventilation...). Elles sont associées au niveau 3a de la défense en profondeur et assurent que la conception et le dimensionnement aboutissent à une chaudière robuste et stable vis-à-vis des grandes familles de phénomènes et d'accidents pouvant l'affecter.

Dans le domaine de conception de référence, le dimensionnement est basé sur des règles, hypothèses et méthodes conservatives.

La liste des conditions de fonctionnement de référence **DBC** ainsi que les règles d'étude associées sont définies respectivement au chapitre 2.2 et au chapitre 3.1 du présent volume.

L'objectif de sûreté associé aux conditions de fonctionnement de référence DBC est l'absence de fusion du cœur et un impact radiologique nul ou mineur. Les conséquences radiologiques des conditions de fonctionnement DBC2 sont comparées aux niveaux de dose limites définis pour les incidents (voir chapitre 1.2 ci-avant) alors que les conséquences radiologiques des conditions de fonctionnement DBC3-4 sont comparées aux niveaux de dose limites définis pour les accidents sans fusion du cœur ou de combustible (voir chapitre 1.2).

1.4.2.2. Domaine de conception étendu

Le domaine de conception étendu regroupe les conditions de fonctionnement avec défaillances multiples ainsi que les conditions de fonctionnement avec fusion du cœur.

1.4.2.2.1. Conditions de fonctionnement avec défaillances multiples

Les conditions de fonctionnement avec défaillances multiples **DEC-A** sont définies de façon à traiter des situations plus complexes que celles du dimensionnement de référence. Elles sont représentatives des conséquences des défaillances internes multiples par cause commune. Elles sont associées au niveau 3b de la défense en profondeur (voir chapitre 1.3 du présent volume).

Ces conditions de fonctionnement permettent de dimensionner ou de vérifier des dispositions de conception diversifiées dites « dispositions DEC-A ».

Ce dimensionnement utilise des règles et des hypothèses moins pénalisantes que celles utilisées dans le domaine de conception de référence.

Le principe d'élaboration de la liste des conditions de fonctionnement avec défaillances multiples DEC-A ainsi que les règles d'étude associées sont définis respectivement au chapitre 2.2 et au chapitre 3.2 du présent volume.

L'objectif de sûreté associé aux conditions de fonctionnement avec défaillances multiples

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

DEC-A est l'absence de fusion du cœur et un impact radiologique nul ou mineur. Les conséquences radiologiques des conditions de fonctionnement DEC-A sont comparées aux niveaux de dose limites définis pour les accidents sans fusion du cœur ou de combustible (voir chapitre 1.2 ci-avant).

1.4.2.2.2. Conditions de fonctionnement avec fusion du cœur

Une liste de conditions de fonctionnement avec fusion du cœur **DEC-B** est définie pour dimensionner des dispositions de conception complémentaires dites « dispositions DEC-B » permettant d'assurer en particulier le confinement des substances radioactives en cas d'accident avec fusion du cœur. Ces conditions de fonctionnement sont associées au niveau 4 de la défense en profondeur.

Le dimensionnement utilise dans ce cas des règles moins pénalisantes que pour les niveaux 3a et 3b de la défense en profondeur, des hypothèses réalistes et des méthodes physiques tenant compte des incertitudes associées aux phénomènes modélisés.

La liste des conditions de fonctionnement avec fusion du cœur **DEC-B** ainsi que les règles d'étude associées sont définies respectivement au chapitre 2.2 et au chapitre 3.3 du présent volume.

L'objectif de sûreté associés aux conditions de fonctionnement avec fusion du cœur DEC-B est que les mesures de protection du public restent limitées dans l'espace et dans le temps. Les conséquences radiologiques des conditions de fonctionnement DEC-B sont comparées aux niveaux de dose limites définis pour les accidents avec fusion du cœur (voir chapitre 1.2 ci-avant).

1.4.3. AGRESSIONS ET CUMULS PLAUSIBLES

1.4.3.1. Agressions internes

Les agressions internes sont des agressions trouvant leur origine dans le périmètre de l'installation.

La défense en profondeur appliquée à la protection contre les agressions internes vise à les prévenir et à limiter leurs conséquences par la mise en place de dispositions de prévention, de surveillance et de limitation des conséquences.

Les agressions internes sont prises en compte à la conception avec des règles et hypothèses conservatives.

La démarche de protection contre les agressions internes ainsi que les règles d'études associées sont présentées en détail dans les chapitres 2.3 et 3.5 du présent volume.

L'objectif de sûreté associé aux agressions internes est l'absence de fusion du cœur et un impact radiologique nul ou mineur. Les conséquences radiologiques sont comparées à différents niveaux de dose limites selon les agressions internes considérées (voir chapitre 3.7 du présent volume).

1.4.3.2. Agressions externes

Les agressions externes sont des agressions trouvant leur origine en dehors du périmètre de l'installation.

En déclinaison des textes de WENRA, la conception de l'EPR NM distingue :

- les agressions externes de référence qui sont définies par un niveau de référence (DBH) et qui sont associées à des hypothèses et méthodes conservatives ;

L'objectif de sûreté associé aux agressions externes de référence est l'absence

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

de fusion du cœur et un impact radiologique nul ou mineur ; les conséquences radiologiques des agressions externes de référence sont comparées aux niveaux de dose limites définis pour les accidents sans fusion du cœur ou de combustible (voir chapitre 1.2 ci-avant).

- les agressions externes naturelles plus sévères que les agressions externes de référence (qualifiées par la suite d' « agressions externes extrêmes naturelles ») qui sont associées à des hypothèses plus réalistes et des méthodes plus physiques.

L'objectif de sûreté associé aux agressions externes extrêmes naturelles est la vérification d'absence de rejets importants ou précoces à un niveau d'agression correspondant à un niveau de plausibilité aussi faible que possible au regard des objectifs probabilistes (voir chapitre 1.2 ci-avant) et dans des conditions économiquement acceptables.

La démarche de protection contre les agressions externes ainsi que les règles d'étude associées sont présentées en détail dans les chapitres 2.4 et 3.5 du présent volume.

1.4.3.3. Cumuls plausibles

La conception de l'EPR NM prend en compte les cumuls plausibles entre des conditions de fonctionnement et des agressions internes ou externes. Les cumuls plausibles de certaines agressions entre elles sont également considérés.

Les cumuls plausibles correspondent à :

- des cumuls d'événements indépendants dont la probabilité cumulée justifie leur prise en compte, malgré leur indépendance ;
- des événements liés entre eux par des phénomènes physiques ou par un lien de cause à effet, on parlera alors d'événements dépendants. Le principe mis en œuvre, par avis d'expert, consiste à considérer les éventuels :
 - liens de causalité (l'agression est alors induite ou initiatrice) : un cumul est jugé plausible si l'agression induite par une agression initiatrice est avérée sur la base du retour d'expérience ou du jugement d'expert ;
 - combinaisons entre agressions externes : ces agressions constituent deux phénomènes physiques concomitants d'une même situation météorologique, les cumuls plausibles sont alors recherchés à partir de la combinaison de ces phénomènes.

Par ailleurs, des cumuls conventionnels sont aussi considérés.

Les cumuls pris en compte à la conception de l'EPR NM sont présentés au chapitre 2.3 du présent volume pour les cumuls relatifs aux agressions internes et au chapitre 2.4 du présent volume pour les cumuls relatifs aux agressions externes.

1.4.4. SITUATIONS « PRATIQUEMENT ELIMINÉES »

Les situations « pratiquement éliminées » correspondent à des situations accidentelles conduisant à des rejets radiologiques importants et précoces (c'est-à-dire avec une cinétique ne permettant pas la mise en œuvre à temps des mesures nécessaires de protection des populations). Elles peuvent également correspondre dans des cas très particuliers (cas de la fusion du combustible dans le bâtiment combustible) à des situations accidentelles conduisant à des rejets radiologiques importants et tardifs.

Les arguments justifiant l' « élimination pratique » doivent se fonder d'abord sur la mise en œuvre de dispositions concrètes de conception permettant de prévenir les rejets importants

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

et précoces et, le cas échéant de dispositions d'exploitation (dont de contrôle et d'inspection en service).

L' « élimination pratique » repose alors sur une démonstration déterministe complétée, si nécessaire, par une évaluation probabiliste, en tenant compte des incertitudes associées aux phénomènes mis en jeu.

La démarche d' « élimination pratique » et les règles d'étude associées sont détaillées dans le chapitre 2.5 du présent volume.

1.4.5. VÉRIFICATION PROBABILISTE

La vérification probabiliste, complémentaire à l'approche déterministe dans la démonstration de sûreté nucléaire, s'appuie sur des Etudes Probabilistes de Sûreté (EPS) développées par étapes successives en même temps que se précise la conception. Les EPS fournissent une vue globale et quantifiée du niveau de sûreté du réacteur, intégrant aussi bien le comportement des SSCs que celui des opérateurs.

Afin de vérifier l'atteinte des objectifs de sûreté (voir chapitre 1.2 du présent volume), les EPS couvrent les évaluations de :

- la fréquence de fusion du combustible ;
- la fréquence de rejets radiologiques importants ou précoces ainsi que la fréquence de rejets anormaux (voir chapitre 1.2 ci-avant).

Les événements étudiés incluent des événements initiateurs d'origine interne à l'installation (défaillances d'origine matérielle ou humaine) et des agressions d'origine interne ou d'origine externe, ceci pour l'ensemble des états du réacteur (en puissance et à l'arrêt). Les événements étudiés concernent à la fois les éléments combustibles qui sont dans le cœur du réacteur et ceux qui sont dans la piscine de stockage du combustible usé.

Ces évaluations probabilistes intègrent les incertitudes paramétriques (initiateurs, matériels, facteur humain). Elles sont complétées autant que de besoin par des analyses de sensibilité afin de traiter les incertitudes de modèle et d'identifier d'éventuels effets faibles associés aux principales hypothèses de l'EPS.

La méthodologie utilisée pour le développement des EPS est présentée dans le chapitre 3.6 du présent volume.

1.4.6. ETUDES 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.

Dans le rapport de sûreté, les conditions de fonctionnement de référence DBC2-4, les conditions de fonctionnement avec défaillances multiples DEC-A et les conditions de fonctionnement avec fusion du cœur DEC-B, ainsi que les agressions, font l'objet d'évaluations de conséquences radiologiques, qui permettent de vérifier, in fine, que « le confinement » des produits radioactifs est assuré et que les objectifs de sûreté sont respectés.

Les méthodes de calcul des conséquences radiologiques sont présentées dans le chapitre 3.7 du présent volume.

1.4.7. DÉMONSTRATION DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE

La démonstration de sûreté nucléaire vise à démontrer le respect des objectifs de sûreté déterministes et probabilistes présentés au chapitre 1.2 du présent volume et dans les

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

paragraphes précédents pour les différents initiateurs considérés.

Elle comporte donc, entre autres, une évaluation des conséquences potentielles, radiologiques ou non, des incidents, accidents et agressions envisagés.

Les SSCs nécessaires à la démonstration de sûreté nucléaire sont des EIP ou Eléments Importants pour la Protection des intérêts au sens du code de l'environnement.

1.4.8. ABSENCE D'EFFETS FALAISES

La présence de marges suffisantes pour éviter les effets falaises est assurée au travers de la démarche même de conception et de la démonstration de sûreté nucléaire associée.

Ainsi, les hypothèses et règles associées aux études menées au sein de chaque niveau de la défense en profondeur contribuent à garantir l'absence d'effet falaise vis-à-vis des paramètres dominants de ces études.

Dans le domaine de conception de référence, la démonstration d'absence d'effet falaise se base (voir chapitre 3.1 du présent volume) sur la prise en compte systématique de paramètres physiques pénalisés (conditions initiales, conditions aux limites) et sur la prise en compte de règles d'études conservatives (aggravant, indisponibilité pour maintenance).

Dans le domaine de conception étendu, la démonstration d'absence d'effet falaise se base (voir chapitre 3.20 du présent volume) sur la pénalisation des paramètres dominants (qui influencent au premier ordre le résultat de l'étude) des études des conditions DEC-A.

Vis-à-vis de la démonstration associée à la prévention de la fusion, la présence de marges suffisantes au-delà des conditions de fonctionnement de référence est également assurée par :

- des études réalisées au titre de la défense en profondeur (par exemple étude de la rupture guillotine doublement débattue d'une tuyauterie primaire principale), qui supposent des événements déclencheurs exclus du domaine de conception de référence ;
- d'éventuelles études de sensibilité complémentaires (par exemple, défaillance passive étudiée à court terme ou avec un taux de fuite augmenté), qui supposent des scénarios exclus du domaine de conception de référence ;
- l'étude des conditions DEC-A du domaine de conception étendu, qui supposent des scénarios plus complexes que ceux retenus au titre des conditions de fonctionnement de référence.

Les EPS de niveau 1 et les études de sensibilité associées contribuent également à élargir les situations couvertes par les conditions de fonctionnement de référence et des conditions DEC-A.

Concernant la démonstration associée à la mitigation de la fusion, les études de sensibilité réalisées sur les hypothèses structurantes associées aux conditions DEC-B, contribuent également à garantir la présence de marges suffisantes (voir chapitre 3.3 du présent volume).

Les EPS de niveau 2 permettent enfin d'élargir les situations avec fusion du cœur couvertes dans la démonstration déterministe, en envisageant par exemple la défaillance de dispositions d'accidents graves.

Pour les agressions externes, la vérification de la présence de marges suffisantes se base sur la définition conservative du niveau d'aléa pour les agressions externes de référence ainsi que sur l'étude des conséquences d'agressions externes extrêmes naturelles, qui permet de vérifier qu'un niveau d'aléa plus sévère ne conduit pas à des rejets importants ou précoces.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

In fine, le remontage probabiliste global permet de vérifier que le risque de fusion du combustible, toutes agressions confondues, est inférieur à 1×10^{-5} par réacteur et par an, et que les rejets importants ou précoces sont rendus extrêmement improbables avec un haut degré de confiance.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2. EXIGENCES DE SURETE ET PRINCIPES DE CONCEPTION ASSOCIES

2.1. ROBUSTESSE DES NIVEAUX DE DEFENSE EN PROFONDEUR

2.1.1. INTRODUCTION

Afin de garantir une robustesse suffisante des niveaux de défense en profondeur, les Structures, Systèmes et Composants (SSCs) doivent être capables d'accomplir leur fonction de sûreté dans toutes les conditions spécifiées pour leur conception, avec un niveau de fiabilité défini en cohérence avec leur rôle vis-à-vis de la sûreté.

L'article 3.1 de l' « arrêté INB » énonce le principe suivant :

« La mise en œuvre du principe de défense en profondeur s'appuie notamment sur :

- [...] l'identification des fonctions nécessaires à la démonstration de sûreté nucléaire ;
- une démarche de conception prudente, intégrant des marges de dimensionnement et recourant, en tant que de besoin, à une redondance, une diversification et une séparation physique adéquates des éléments importants pour la protection qui assurent des fonctions nécessaires à la démonstration de sûreté nucléaire, pour obtenir un haut niveau de fiabilité et garantir les fonctions citées à l'alinéa précédent. ».

Ainsi, pour l'EPR NM, la robustesse des niveaux de défense en profondeur peut être atteinte par l'adoption de différentes dispositions de conception, d'installation ou d'exploitation des SSCs :

- le paragraphe 2.1.2 de ce chapitre décrit brièvement les dispositions générales de conception et d'installation pour la fiabilité des SSCs, comme la redondance, la protection contre les défaillances dépendantes, la conception à panne orientée, ou la qualification, et présente les exigences retenues pour assurer une indépendance suffisante entre les niveaux de défense en profondeur ;
- le paragraphe 2.1.3 de ce chapitre présente les objectifs d'autonomie retenus pour l'EPR NM ;
- le paragraphe 2.1.4 de ce chapitre présente la mise en œuvre de la diversification permettant d'éliminer ou de réduire les effets de défaillances de cause commune¹⁵ (DCC) lorsque nécessaire (voir objectif O4 de WENRA au chapitre 1.2 du présent volume) ;
- le paragraphe 2.1.5 de ce chapitre présente la séparation physique des SSCs par barrières ou par distance. Cette disposition garantit que des agressions internes ou externes (par exemple, impact d'un projectile ou d'un avion) n'entraînent pas la perte de l'ensemble des moyens redondants d'un système.

De plus, les dispositions mises en œuvre pour la protection contre les agressions externes extrêmes naturelles permettent de prendre en compte, dès la conception initiale, les enseignements tirés de l'accident de Fukushima Dai-ichi et participent également à la robustesse intrinsèque des niveaux de défense en profondeur (voir chapitre 2.4 du présent volume).

¹⁵ D'après la RFS 2002-01 [5], les défaillances de cause commune sont des défaillances pouvant affecter simultanément, ou pendant la durée de leur mission, plusieurs composants et qui ont la même cause. Les défaillances de plusieurs équipements liées à des défaillances de systèmes supports ou à des agressions (notamment, les agressions externes majeures, séisme, inondation, éruption solaire...) n'entrent pas dans cette appellation.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.1.2. DISPOSITIONS GENERALES POUR LA FIABILITE DES SSCS

2.1.2.1. Redondance

La redondance matérielle est définie comme la mise en place d'un nombre d'équipements identiques supérieur au nombre nécessaire requis pour accomplir une fonction de sûreté spécifique. Un niveau approprié de redondance dans l'architecture d'un système garantit que ce dernier accomplit sa fonction de sûreté lorsqu'un ou plusieurs éléments (mais pas tous) sont indisponibles en raison de défaillances potentielles ou d'opérations de maintenance. Le niveau de redondance d'un système doit satisfaire les exigences associées aux études déterministes et probabilistes.

Le niveau minimal de redondance matérielle d'un système au sein d'un niveau de défense en profondeur doit être conforme aux requis des règles d'études des conditions de fonctionnement où il est appelé du fait, notamment, de l'application du critère de défaillance unique décrit au paragraphe 2.1.2.2 ci-après. Un niveau supérieur de redondance peut être nécessaire pour atteindre une fiabilité suffisamment élevée ou peut être requis pour des raisons de performance en exploitation ; par exemple :

- pour permettre à un matériel d'être mis hors service pour maintenance ou pour y effectuer des réparations au moment où le système auquel il appartient doit être disponible ;
- pour autoriser la surveillance ou les tests en ligne.

Sous réserve de justification appropriée, il est possible de ne pas considérer certaines opérations de maintenance légères ou de réparation de courte durée pour évaluer le besoin de redondance matérielle d'un SSC.

2.1.2.2. Robustesse à la défaillance unique

L'application du critère de défaillance unique est une règle qui consiste à vérifier qu'une fonction de sûreté reste assurée en postulant la défaillance unique de l'un quelconque des équipements participant à cette fonction (y compris les équipements des systèmes support électrique, refroidissement, ventilation, contrôle-commande...). Les défaillances résultant de la défaillance unique envisagée sont considérées comme faisant partie de la défaillance unique (par exemple, la défaillance éventuelle de plusieurs équipements suite à la défaillance d'un système support).

La défaillance unique s'applique potentiellement à tout équipement de systèmes, mécaniques ou électriques.

Deux types de défaillances sont définis : la défaillance active ou la défaillance passive.

La défaillance active est caractérisée par :

- la défaillance à la demande d'un équipement mécanique ou électrique devant changer de position pour accomplir sa fonction de sûreté ;
- la défaillance d'un composant matériel de contrôle-commande (capteur, unité de traitement, carte...) conduisant à la non-réalisation de la fonction.

La défaillance passive est appliquée aux équipements mécaniques contenant du fluide. Elle correspond à :

- une fuite sur un point quelconque de l'enveloppe externe d'équipements passifs comme des vannes, échangeurs, tuyauteries. Un débit conventionnel est postulé jusqu'à l'isolement de la fuite. Si la fuite ne peut être détectée et isolée, elle est supposée dégénérer en une rupture totale.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- une défaillance mécanique affectant la ligne de débit correspondant au fonctionnement normal d'un système fluide (bouchage, etc.).

Les défaillances de systèmes programmés dues à des erreurs du logiciel ne sont pas considérées comme des défaillances uniques mais comme des défaillances de cause commune.

Les principes d'application du critère de défaillance unique dans les études sont donnés dans le chapitre 3.1 du présent volume. Par ailleurs, le critère de défaillance unique est utilisé à la conception des systèmes requis dans les conditions de fonctionnement de référence DBC.

Des exceptions à l'application du critère de défaillance unique, active ou passive, sont possibles sous réserve de justifications appropriées tenant compte de l'expérience d'exploitation, en ce qui concerne la fiabilité d'un équipement, et tenant compte du niveau de qualité de conception, fabrication, surveillance ou de conditions de fonctionnement.

Le terme d'aggravant n'est plus utilisé en conformité avec les pratiques internationales. L'aggravant correspond à la défaillance unique la plus pénalisante vis-à-vis d'un objectif donné.

2.1.2.3. Protection contre les défaillances dépendantes

L'augmentation de la quantité de composants redondants pourrait n'entraîner in fine qu'une amélioration limitée du niveau de fiabilité des systèmes. En effet, des défaillances peuvent résulter d'une cause ou d'un événement particulier unique affectant plusieurs composants simultanément. Cette cause ou cet événement particulier peut provenir, soit de faiblesses communes, soit de dépendances entre composants et ainsi entraîner la défaillance de tous ou d'une partie des composants redondants au sein d'un seul système ou de plusieurs systèmes.

Afin d'éliminer les dépendances entre défaillances ou de réduire leurs effets, autant que possible dans des conditions économiquement acceptables, des mesures sont mises en place lors de la conception, la construction ou l'exploitation du réacteur, par exemple :

- mettre en place une séparation appropriée afin d'éliminer les dépendances spatiales dues à des agressions internes ou externes (voir paragraphe 2.1.5 ci-après) ;
- éviter les dépendances fonctionnelles entre SSCs au niveau de leurs systèmes support ;
- concevoir, quand cela est possible et nécessaire, des équipements diversifiés et suffisamment indépendants afin d'éliminer des dépendances entre systèmes, susceptibles d'être à l'origine de défaillances de cause commune (voir paragraphe 2.1.4 ci-après).

2.1.2.4. Conception à panne orientée

Pour un équipement, le principe de panne orientée consiste à concevoir l'équipement de façon à ce qu'il se retrouve intrinsèquement dans une position favorable, dite « sûre », vis-à-vis de l'accomplissement de sa fonction de sûreté, en cas de défaillance d'un de ses composants ou de l'un des composants de ses systèmes support (alimentation électrique, alimentation en air comprimé...) et ce sans requérir aucune action extérieure.

Lorsque cela est possible dans des conditions économiquement acceptables, le principe à panne orientée est intégré dans la conception des équipements de l'EPR NM.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.1.2.5. Fiabilité des systèmes support

Les systèmes support assurent les alimentations en électricité, en eau de refroidissement, en air comprimé ou en gaz et les moyens de graissage ; ils assurent également les conditions d'ambiance nécessaires au bon fonctionnement des équipements. Leur niveau de fiabilité, de redondance, de diversification, d'indépendance ainsi que les dispositions de test de leurs aptitudes fonctionnelles sont déterminés en cohérence avec le niveau de fiabilité du ou des SSCs supportés.

2.1.2.6. Fiabilité des systèmes et composants passifs

Un système passif est, selon la définition de l'AIEA [23], soit un système qui est composé de composants passifs (par exemple appoint gravitaire), soit un système qui utilise des composants actifs de façon limitée pour initier une action passive (par exemple, ouverture de disjoncteurs entraînant la chute gravitaire de barres de contrôle).

Les composants passifs tels que les réservoirs, les tuyaux ou les échangeurs, sont supposés être suffisamment fiables, à condition qu'ils ne dépendent pas d'autres systèmes comme le contrôle-commande ou l'alimentation électrique, et qu'ils soient correctement surveillés en exploitation. Dans ce cas, ils peuvent être partagés entre différents niveaux de défense en profondeur.

Certains SSCs passifs (comme la cuve ou l'enceinte de confinement) sont de fait crédités pour tous les niveaux de la défense en profondeur. Ces SSCs, pour lesquels ni la redondance, ni la diversification ne sont possibles dans des conditions économiquement acceptables, sont dimensionnés pour résister aux différents cas de charge associés à tous les niveaux de défense en profondeur dans lesquels ils sont impliqués. Ils peuvent faire l'objet de dispositions particulières prises pour exclure leur défaillance de la conception (voir chapitre 2.5 du présent volume).

2.1.2.7. Surveillance, inspection, tests et maintenance

Afin de garantir un niveau adéquat de fiabilité pendant l'exploitation du réacteur, les SSCs sont entretenus dans des conditions adaptées afin d'être disponibles et prêts à fonctionner correctement. Les Règles Générales d'Exploitation (RGE) ont pour objet notamment de définir les matériels requis en fonctionnement ainsi que la conduite à tenir en cas d'indisponibilité d'un SSC et les programmes d'essais. Les programmes d'inspection et de maintenance nécessaires à chaque SSC sont définis par ailleurs.

L'indisponibilité programmée des équipements est prise en compte dans la conception des systèmes. L'impact des durées autorisées d'indisponibilité pour maintenance en ligne, tests et travaux de réparation programmés est inclus dans l'évaluation de la fiabilité des SSCs et, si nécessaire, dans les études.

2.1.2.8. Qualification des matériels

La qualification des équipements aux conditions accidentelles et en cas d'agressions a pour but de prouver que les matériels sont aptes à remplir leurs fonctions sous les sollicitations auxquelles ils sont supposés être soumis. Les sollicitations à prendre en compte sont celles qui découlent des conditions internes et d'environnement correspondant aux différentes conditions de fonctionnement et aux agressions (voir chapitres 2.3, 2.4 et 2.7 du présent volume).

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.1.2.9. Indépendance des niveaux de défense en profondeur

2.1.2.9.1. Indépendance entre les niveaux 1/2 et le niveau 3a de la défense en profondeur

En cas d'équipements partagés entre les niveaux 1, 2 et 3a de la défense en profondeur, le nombre de redondances doit être suffisant afin que, dans le cas d'un initiateur correspondant à la défaillance d'une redondance en fonctionnement normal, il reste encore suffisamment d'équipements pour accomplir les fonctions de sûreté selon les règles d'étude requises pour le niveau 3a de la défense en profondeur, en particulier en appliquant le critère de défaillance unique (voir aussi paragraphe 2.1.2.2 ci-avant).

La justification de l'indépendance des systèmes entre les niveaux 1/2 et le niveau 3a de la défense en profondeur est présentée au chapitre 11 du volume 2.

2.1.2.9.2. Indépendance entre le niveau 3a et le niveau 3b de la défense en profondeur

De façon générale, les systèmes crédités au niveau 3b font l'objet d'une exigence de diversification par rapport aux systèmes crédités au niveau 3a dont ils permettent de gérer la défaillance de cause commune (voir paragraphe 2.1.4 ci-après).

Un système élémentaire peut ne pas être affecté à un seul niveau de défense en profondeur et la diversification entre les niveaux 3a et 3b doit être appréciée événement par événement.

Pour un système à plusieurs trains redondants crédité au niveau 3a de la défense en profondeur, l'exigence de diversification peut être assurée au sein même de ce système plutôt que par un autre système, par une exigence de diversification entre trains.

La justification de l'indépendance des systèmes entre le niveau 3a et le niveau 3b de la défense en profondeur est présentée au chapitre 11 du volume 2.

2.1.2.9.3. Indépendance du niveau 4 de la défense en profondeur

L'indépendance suffisante du niveau 4 de défense en profondeur (voir chapitre 1.3 du présent volume) s'apprécie, avant tout, de façon déterministe et qualitative, à partir de paramètres tels que la séparation fonctionnelle, la diversification, la séparation physique ou géographique.

Des exigences de conception concernant les systèmes, les équipements, ou l'installation sont définies en intégrant des considérations probabilistes ou des considérations de faisabilité technico-économiques. Ainsi, il est considéré acceptable de partager des SSCs entre différents niveaux de défense en profondeur dans les cas suivants :

- lorsque les SSCs sont suffisamment fiables et robustes ou protégés contre les effets des agressions. C'est le cas en particulier des structures et équipements passifs statiques (voir paragraphe 2.1.2.6 ci-avant) ;
- lorsque, pour un équipement partagé :
 - sa défaillance en fonctionnement normal n'entraînerait pas de situation accidentelle ;
 - sa défaillance en conditions de fonctionnement DBC2-4 ou conditions de fonctionnement avec défaillances multiples DEC-A n'entraînerait pas d'accident avec fusion du cœur ;
- lorsque les matériels crédités en conditions DBC et DEC-A ont une fiabilité suffisante pour que la fréquence des séquences de fusion du cœur consécutives à leur défaillance soit inférieure à celle visée pour la prévention des rejets importants ou précoces. Dans ce cas, la valorisation de moyens dédiés au

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

niveau 4 de la défense en profondeur n'est pas nécessaire au respect des objectifs de sûreté ;

- lorsque l'indépendance entraînerait une complexification de la conception ou de l'exploitation allant au-delà du bénéfice tiré de l'indépendance ;
- lorsque l'indépendance entraînerait des conséquences économiques inacceptables, c'est-à-dire disproportionnées par rapport au bénéfice tiré pour la sûreté ;
- pour les matériels utilisés sur le long terme : des SSCs dont la défaillance à des niveaux précédant le niveau 4 de défense en profondeur a été postulée pour définir l'accident avec fusion du cœur pourront, sur justification, être valorisés, après restauration, en secours des matériels dédiés au niveau 4.

Dans les autres cas, la principale exigence de conception exprimée pour la conception des systèmes assurant les fonctions de mitigation des accidents avec fusion du cœur est la suivante : la conception doit définir des équipements actifs dédiés.

Par ailleurs, compte-tenu de l'utilisation d'équipements actifs dédiés à la mitigation des accidents avec fusion du cœur et des conditions particulières de fonctionnement de ces équipements actifs (performance fonctionnelle, conditions d'ambiance,...) il n'est pas nécessaire de définir une exigence déterministe de diversification matérielle entre ces équipements et les équipements valorisés dans d'autres niveaux de défense en profondeur qui serait de facto satisfaite.

L'appréciation déterministe et qualitative de l'indépendance suffisante du niveau 4 de la défense en profondeur est ensuite complétée d'une vérification quantitative, par les Etudes Probabilistes de Sûreté (EPS) de niveau 2, du caractère extrêmement improbable avec un haut degré de confiance des accidents avec fusion du cœur conduisant à des rejets importants ou précoces (voir chapitre 3.6 du présent volume).

La justification de l'indépendance suffisante des équipements participant au niveau 4 de la défense en profondeur pour l'EPR NM est présentée au chapitre 11 du volume 2.

2.1.3. AUTONOMIE

L'autonomie globale de l'installation permet de renforcer la robustesse des niveaux 3 et 4 de défense en profondeur en augmentant le délai avant de devoir faire appel aux équipes d'intervention de site ou externes au site pour la mise en œuvre de moyens mobiles éventuels.

Objectif de sûreté

L'installation doit être capable d'atteindre et de se maintenir dans un état d'arrêt sûr ou maîtrisé (voir définitions aux chapitres 3.1, 3.2 et 3.3 du présent volume) en utilisant les différentes réserves d'eau pour l'alimentation des générateurs de vapeur, les appoints au circuit primaire ou à la piscine de stockage du combustible usé, les batteries (éclairage de secours, instrumentation et contrôle-commande associé, moyens de communications...) et l'alimentation en carburant et huile pour les sources internes alternatives de puissance pendant une période compatible avec la mise en place des équipes d'intervention sur le site et externes au site et la mise en œuvre de moyens mobiles éventuels.

Objectifs de conception

Pour couvrir des situations en France et hors de France, un objectif de conception [] est retenu pour le dimensionnement des réserves en eau et en carburant de chacune des deux unités de production dans les études de « basic design » avant la mise en œuvre de moyens de secours complémentaires par des équipes externes au site. Les moyens installés sur le site permettront de garantir une autonomie [] pour chacune des deux unités de production.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

De même, une autonomie de 24 heures sans nécessité de moyen mobile complémentaire interne au site est considérée comme objectif interne de conception en cohérence avec les capacités d'intervention des moyens externes, par exemple pour l'alimentation de secours en eau des Générateurs de Vapeur (GV).

L'autonomie pour les batteries sera définie ultérieurement.

2.1.4. DIVERSIFICATION

2.1.4.1. Définitions

La diversification est définie dans [5] comme : « *Présence de plusieurs systèmes ou composants redondants pour l'accomplissement d'une fonction déterminée, lorsque ces différents systèmes ou composants possèdent des attributs différents afin de réduire les possibilités de défaillance de cause commune, y compris de défaillance de mode commun.* »

Par la suite, la « diversification fonctionnelle » est définie comme la mise en œuvre de principes physiques ou de modes opératoires différents pour remplir des fonctions redondantes et la « diversification matérielle » est définie comme la mise en œuvre de technologies, systèmes, équipements ou composants différents pour remplir la même fonction selon un même principe physique ou un même mode opératoire.

Comme indiqué au paragraphe 2.1.2.3 ci-après, la mise en place de la diversification dans la conception contribue à réduire des dépendances entre composants redondants au sein d'un seul système ou de plusieurs systèmes résultant de défaillances de cause commune (DCC) en éliminant ou en réduisant les sources potentielles de ces défaillances ou « facteurs de couplage ».

2.1.4.2. Identification des besoins de diversification

La diversification contribue à répondre à l'objectif O4 de WENRA rappelé au chapitre 1.2 du présent volume, en visant à éliminer ou réduire les effets de défaillances de cause commune (DCC) dans la mesure du raisonnable. Elle est requise dès lors que des fonctions de sûreté doivent être satisfaites avec un haut niveau de fiabilité en adéquation avec les objectifs de sûreté mentionnés au chapitre 1.2 du présent volume et associés aux EPS (voir chapitre 3.6 du présent volume).

Pour l'EPR NM, les besoins de diversification des SSCs permettant de renforcer l'indépendance entre le niveau 3a et le niveau 3b de défense en profondeur sont déterminés lors du « basic design » sur la base de la liste des conditions de fonctionnement avec défaillances multiples DEC-A (voir chapitre 2.2 ci-après). Le niveau de fiabilité requis pour les systèmes diversifiés est défini sur la base d'analyses probabilistes.

La diversification fonctionnelle est privilégiée et, à ce titre, des SSCs déjà inclus dans la conception pour accomplir d'autres fonctions de sûreté que celles qui sont supposées être perdues en raison de DCC peuvent être crédités en tant que dispositions diversifiées, à condition que des justifications soient fournies, notamment :

- ils possèdent le niveau de classement et de qualification approprié (voir chapitres 2.6 et 2.7 du présent volume) ;
- ils sont disponibles suite à la DCC qui affecte les fonctions qu'ils renforcent et ne sont pas requis par ailleurs dans la condition de fonctionnement envisagée ;
- des moyens de conduites ou les automatismes nécessaires à leur valorisation sont disponibles ;
- leur utilisation en conduite incidentelle ou accidentelle est prévue dans les procédures de conduite ;

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- lorsque leur mise en œuvre est manuelle, le délai opérateur est cohérent avec les délais considérés dans les études DEC-A (voir chapitre 3.2 du présent volume).

2.1.4.3. Diversification des équipements

L'ensemble des équipements électriques, mécaniques ou de contrôle-commande constituant les SSCs à diversifier est analysé. Des argumentaires qualitatifs ou des études prévisionnelles de fiabilité quantitative permettent de justifier :

- dans le cas de la diversification fonctionnelle, le niveau approprié de diversification ;
- dans le cas de la diversification matérielle, la liste des équipements qui doivent être effectivement diversifiés, ainsi que les dispositions pratiques à mettre en place pour garantir la diversification.

Le requis de diversification ne concerne que des composants actifs ou de contrôle-commande dont les DCC représentent des contributeurs majeurs à la dé-fiabilité des fonctions de sûreté¹⁶, par exemple :

- équipements électriques ou mécaniques actifs : pompes, générateurs électriques de secours, ventilateurs, compresseurs, sources froides... ;
- équipements de contrôle-commande : acquisition, traitement, activation, communication, etc.

Les équipements simples, suffisamment fiables au regard de l'expérience d'exploitation applicable, ou bien susceptibles de n'être affectés que par des DCC détectables et réparables pendant le fonctionnement normal de l'installation ne nécessitent pas de diversification. En phase de « basic design » de l'EPR NM, la liste préliminaire suivante d'équipements qu'il n'est pas nécessaire de diversifier est retenue ; elle sera amendée au fur et à mesure de l'avancement des études et de la connaissance des équipements :

- dispositifs passifs : filtres, réservoirs, échangeurs, clapets anti-retour, soupapes manuelles, diaphragmes de mesure, gaines, conduites ;
- moteurs électriques ;
- composants électriques : câbles, coupe-circuits, contacteurs, transformateurs, tableaux de distribution.

Lorsqu'un équipement électrique ou mécanique est identifié comme nécessitant une diversification, il est analysé plus en détail pour identifier les composants internes les plus critiques qui doivent être diversifiés. Les DCC affectant les composants les plus critiques sont ainsi identifiées et caractérisées en fonction de leurs facteurs de couplage. Des dispositions de diversification visant à éliminer ces facteurs de couplage sont finalement proposées. Ces dispositions de diversification matérielle peuvent être relatives à la conception, la qualité, la fabrication, la maintenance...

Concernant les systèmes de contrôle-commande, différentes formes de diversification – par exemple différentes plateformes numériques, différents langages logiciels et fonctionnalités – sont possibles pour prévenir ou limiter les DCC. La conception des systèmes de contrôle-commande vise à réduire la probabilité ou les effets des DCC affectant les composants numériques, notamment par :

¹⁶ On entend par contributeur majeur un élément dont la probabilité de défaillance représente une part importante de la dé-fiabilité d'une fonction, c'est-à-dire de la probabilité globale de défaillance d'une fonction pendant le temps où elle est requise.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- l'usage de pratiques de développement pour éviter, détecter et éliminer les erreurs ;
- l'utilisation d'une architecture informatique et de fonctionnalités du logiciel qui empêchent ou limitent l'extension de certains types de défaillances.

2.1.5. SÉPARATION DES SSCS

Une séparation est prévue dans la conception afin de garantir que les agressions internes et certaines agressions externes (telles que l'impact d'un projectile ou d'un aéronef), n'endommageront pas plusieurs trains redondants de systèmes.

La séparation des SSCs peut être réalisée par :

- la séparation physique avec des barrières situées entre la source de l'agression et le SSC susceptible d'être affecté ; un exemple particulier étant les dispositions de protection physique des zones de feu pour limiter les conséquences d'incendie. De telles barrières peuvent également servir de barrière pour d'autres agressions sous réserve de qualification supplémentaire ;
- la séparation géographique (distance, orientation, localisation). Ceci est réalisable par exemple en disposant d'une distance suffisante entre les équipements ou en les plaçant dans des bâtiments séparés.

Ces principes de séparation peuvent en particulier s'appliquer aux trains redondants :

- des systèmes requis pour assurer les fonctions de sûreté appelées en fonctionnement normal afin d'éviter si possible qu'une agression n'induisse une condition de fonctionnement ;
- des systèmes requis en conditions de fonctionnement de référence DBC induits potentiellement par une agression afin qu'ils puissent assurer leurs fonctions de sûreté malgré les conséquences de l'agression ;
- des systèmes requis pour assurer les fonctions de sûreté appelées pour les conditions de fonctionnement de référence DBC induisant potentiellement une agression.

Certaines zones de l'installation sont des centres incontournables de convergence pour le matériel ou le câblage participant à des niveaux de défense en profondeur différents. La protection contre les défaillances dépendantes dues notamment aux agressions est alors basée sur des mesures appropriées de conception ou d'installation.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.2. LISTE DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT

2.2.1. LISTE DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT DE REFERENCE DBC2-4

L'analyse de conditions de fonctionnement de référence DBC2-4 dans la démonstration de sûreté nucléaire permet de concevoir et de dimensionner les dispositions visant à limiter le relâchement de substances radioactives à l'intérieur ou à l'extérieur de l'installation en cas d'événements initiateurs uniques (EIU).

Au stade du DOS et dans la mesure où la conception de l'EPR NM est très proche de celle de l'EPR Flamanville, la démarche repose sur l'analyse des domaines d'exploitation de l'EPR Flamanville. Elle s'articule comme suit :

- pour chaque domaine d'exploitation normale, établissement de la liste des systèmes dont la défaillance conduirait l'installation à s'écarter de son fonctionnement normal ;
- pour chacun de ces systèmes, identification de ses « modes de défaillance » intégrant lorsque cela est nécessaire les spécificités de l'EPR NM ;
- identification de l'EIU induit pour chaque « mode de défaillance » de chaque système ;
- caractérisation des EIU ;
- regroupement des EIU en conditions de fonctionnement de référence ;
- catégorisation des conditions de fonctionnement de référence.

La liste des conditions de fonctionnement DBC2-4 obtenue évoluera au cours de la phase de « basic design ». Sa finalisation pourra s'appuyer sur la méthode d'analyse fonctionnelle présentée au chapitre 3.4 du présent volume et dépendra en particulier du choix final des architectures systèmes et des exigences de conception associées. Les conditions listées sont caractérisées par différents états de fonctionnement à couvrir dans les études (états A à F, voir chapitre 2 du volume 3).

Dans le rapport de sûreté préliminaire EPR NM, les conditions de fonctionnement DBC2-4 les plus représentatives seront analysées par des calculs de transitoires thermohydrauliques ou neutroniques. Les autres seront traitées plus simplement par des argumentaires basés sur le retour d'expérience des projets EPR en cours, par des bilans enthalpiques ou encore des calculs statiques.

2.2.1.1. Définition

2.2.1.1.1. EIU

Pour l'élaboration de la liste des DBC2-4 la notion d'EIU est retenue :

« EIU : Evénement interne découlant d'une unique défaillance interne ».

Dans le cadre de l'approche détaillée ci-après, un EIU fait suite :

- soit à la défaillance d'un système d'exploitation normale n'assurant plus sa mission ;
- soit au démarrage intempestif d'un système d'exploitation normal ou d'un système de sauvegarde disponible initialement à l'arrêt.

La mise en service ou hors service de toutes les chaufferettes du pressuriseur est une exception à cette définition d'un événement initiateur unique.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.2.1.1.2. Fonction fondamentale de sûreté

Comme indiqué au chapitre 1.3 ci-avant, l'installation nucléaire doit satisfaire les quatre fonctions fondamentales de sûreté dans tous les états de fonctionnement du réacteur.

2.2.1.1.3. Condition de fonctionnement de référence

Une condition de fonctionnement de référence est déterminée par regroupement d'événements initiateurs uniques, dont les conséquences affectent au moins une fonction de sûreté fondamentale et intervenant dans tous les états de fonctionnement normal du réacteur (voir chapitre 2 du volume 3), sur toutes les parties de l'installation pouvant contenir des matières radioactives et sur tous les systèmes.

Les conséquences de la condition de référence enveloppent celles du groupe d'événements correspondant. Les conditions de fonctionnement sont catégorisées selon la fréquence estimée du groupe d'événements initiateurs uniques qu'elles enveloppent pour les trois catégories DBC2, DBC3 et DBC4, définies pour le domaine de conception de référence au chapitre 1.4 du présent volume.

2.2.1.1.4. Domaines d'exploitation – Etats Standards

Le domaine de fonctionnement normal du réacteur est découpé en différents domaines d'exploitation (voir chapitre 2 du volume 3).

2.2.1.1.5. Fonctions support

Les fonctions support concernent les systèmes de contrôle-commande, les systèmes électriques, les systèmes de ventilation, et les systèmes de refroidissement.

Par conception sur l'EPR NM, la défaillance d'une voie redondante d'une fonction support est exclue car ne conduisant qu'à une simple reconfiguration de système. Ainsi, aucune condition de fonctionnement de référence n'est initiée par un EIU affectant la perte partielle d'un système support.

Cependant, les évènements suivants sont considérés :

- la perte des échanges thermiques par isolement ou fuite sur la partie froide d'échangeurs ;
- la dilution d'un circuit connecté au primaire par perte d'intégrité d'un échangeur.

2.2.1.2. Identification des EIU et des DBC

2.2.1.2.1. Identification des modes de défaillance associés aux systèmes

La « Disposition Système » (ou System Feature (SF)), qui désigne un ensemble de composants, dans une position donnée, correspondant à un mode de fonctionnement du système élémentaire, est analysée. A ce niveau, on s'autorise avec des modes de défaillances spécifiques, à rendre compte de la notion de train :

- « Mise à l'arrêt intempestive » : la SF est requise et « en service », elle s'arrête intempestivement et ne peut plus assurer sa mission. C'est le cas des SF d'exploitation normale ;
- « Mise en service intempestive » : la SF passe de l'état « à l'arrêt » à « en service », sans que cela ne soit nécessaire compte tenu de l'état de l'installation. C'est le cas, en particulier, des SF de sûreté, généralement à l'arrêt en exploitation normale ;

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- « Mauvais fonctionnement » : une SF ne remplit plus sa mission correctement mais n'est pas « perdue » si elle peut continuer à assurer sa mission (avec un basculement Normal/Secours par exemple). C'est le cas d'une SF initialement « en service » et qui comprend un ou plusieurs trains disponibles en secours du train principal ;
- « Perte d'intégrité » : une SF subit une perte d'intégrité (fuite, brèche...). Ce type de défaillance n'est considéré que pour un système fluide.

2.2.1.2.2. Identification des EIU

La première étape d'élaboration de la liste des EIU est d'appliquer de façon systématique aux dispositions système (SF) les modes de défaillance envisagés et ce indépendamment de leur fréquence d'occurrence.

On détermine ensuite si l'EIU revêt un caractère incidentel ou accidentel en analysant l'impact des conséquences de la défaillance comme suit :

- si une fonction de sûreté est affectée négativement l'EIU est un EIU incidentel ou accidentel ;
- dans le cas contraire, l'EIU n'est pas retenu comme une condition de fonctionnement incidentelle ou accidentelle.

Les spécificités suivantes de l'EPR NM sont prises en compte :

- le système d'alimentation en eau de secours des GV (ASG) peut être utilisé en fonctionnement normal lors des phases de démarrage et d'arrêt ;
- le système de décharge vapeur à l'atmosphère (VDA) peut être utilisé en fonctionnement normal lors des phases de démarrage et d'arrêt.

2.2.1.2.3. Regroupement des EIU

Les EIU sont regroupés en une liste réduite de conditions de fonctionnement de référence en procédant pour chaque catégorie par analyse des similitudes :

- des moyens de mitigation mis en œuvre ;
- des phénomènes physiques dominants (échauffement, refroidissement, perte d'inventaire...).

Par convention, la liste ainsi obtenue est complétée des conditions de fonctionnement de référence usuelles suivantes, qui ne résultent pas d'une défaillance simple :

- le Manque De Tension Externe (MDTE), cumulé à un échec de l'ilotage (turbine initialement couplée) et du basculement sur le Transformateur Auxiliaire ;
- l'ouverture intempestive d'une vanne VDA consécutive à la défaillance de l'organe d'isolement et à la non fermeture de l'organe réglant ou à la défaillance de l'organe réglant et à la non fermeture de l'organe d'isolement selon la situation initiale considérée ;
- la fermeture intempestive de toutes les vannes d'isolement vapeur ;
- le mauvais positionnement d'un assemblage combustible dans le cœur ;
- le retrait incontrôlé d'une grappe en état A.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.2.1.2.4. Catégorisation des conditions de fonctionnement

A ce stade du projet, la catégorisation des conditions de fonctionnement de référence repose sur celle de l'EPR Flamanville. Pour les DBC sensibles à l'architecture et à la conception des systèmes élémentaires, il conviendra de vérifier dans une phase ultérieure du projet l'adéquation de la catégorisation avec la fréquence évaluée de l'initiateur.

A noter qu'aucune valeur de coupure probabiliste en limite inférieure de quatrième catégorie (DBC4) n'est définie car l'exclusion d'un événement initiateur unique ne peut être démontrée par le respect d'une valeur de coupure probabiliste générique.

2.2.1.3. Liste des conditions de fonctionnement de référence DBC2-4

Il convient de noter que les conditions ont été regroupées lorsqu'un événement initiateur peut affecter à la fois le bâtiment réacteur et le bâtiment combustible.

2.2.1.3.1. Conditions de fonctionnement de référence DBC2

Libellé de la condition de fonctionnement de référence	Etats standards pour lesquels la condition de fonctionnement de référence est possible
Augmentation excessive du débit vapeur	A, B
Baisse incontrôlée du niveau primaire	C, D, E
Déclenchement turbine	A
Défaillance conduisant à l'augmentation du débit d'eau des Générateurs de Vapeur, Alimentation normale des GV (ARE) ou ASG en fonctionnement	A, B
Défaillance conduisant au refroidissement de l'eau des GV	A, B
Dysfonctionnement du système de contrôle chimique et volumétrique (RCV) conduisant à une diminution de la concentration en bore du fluide primaire	A, B, C, D, E
Dysfonctionnement du RCV entraînant une augmentation de l'inventaire en eau du circuit primaire	A, B, C
Dysfonctionnement du RCV entraînant une diminution de l'inventaire en eau du circuit primaire	A, B, C
MDTE ≤ 2h, aspects bâtiment réacteur et bâtiment combustible	A, B
Mauvais positionnement et chute de grappe(s)	A
Perte d'un train de refroidissement du système de traitement et refroidissement d'eau des piscines (PTR)	A, B, C, D

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Perte de l'alimentation en eau des GV, ARE ou ASG en fonctionnement	A, B
Perte du vide au condenseur	A
Perte d'un train du système d'injection de sécurité (RIS) en mode refroidissement à l'arrêt	C, D, E
Perte d'une pompe primaire	A, B, C
Retrait incontrôlé de groupes	A
Transitoires de pression côté primaire - Augmentation de la pression au pressuriseur	A, B, C
Transitoires de pression côté primaire - Diminution de la pression au pressuriseur	A, B, C

TABLEAU 1 : CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT DE REFERENCE DBC2

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.2.1.3.2. Conditions de fonctionnement de référence DBC3

Libellé de la condition de fonctionnement de référence	Etats standards pour lesquels la condition de fonctionnement de référence est possible
Accident de Perte de Réfrigérant Primaire (APRP), Petite Brèche	A, B
Défaillances dans les systèmes de traitement des effluents liquides ou gazeux	A, B, C, D, E, F
Fermeture intempestive d'une vanne d'isolement vapeur	A, B
Fermeture intempestive de toutes les vannes d'isolement vapeur	A, B
MDTE > 2h, aspects bâtiment réacteur et bâtiment combustible	A, B
MDTE ≤ 2h, aspects bâtiment réacteur et bâtiment combustible	C, D, E
Mauvais positionnement d'un assemblage combustible dans le cœur	E
Ouverture intempestive d'une soupape pressuriseur	A, B, C
Ouverture intempestive d'une vanne de décharge à l'atmosphère ou d'une soupape GV	A
Perte d'un train de refroidissement PTR	E, F
Petite brèche de tuyauterie d'eau alimentaire des GV, ARE en fonctionnement	A, B
Petite brèche tuyauterie vapeur	A, B
Réduction forcée du débit primaire (4 pompes)	A, B, C
Retrait incontrôlé d'une grappe	A
Rupture d'une ligne véhiculant du réfrigérant primaire à l'extérieur de l'enceinte	A, B, C, D, E
Rupture de tube de générateur de vapeur 1 tube	A
Rupture de tuyauterie sur un circuit connecté à la piscine de stockage du combustible usé	A, B, C, D, E, F

TABLEAU 2 : CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT DE REFERENCE DBC3

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.2.1.3.3. Conditions de fonctionnement de référence DBC4

Libellé de la condition de fonctionnement de référence	Etats standards pour lesquels la condition de fonctionnement de référence est possible
Accident de manutention du combustible	A, E, F
APRP, Grosse brèche et Brèche Intermédiaire	A, B
APRP, Petite Brèche, aspects bâtiment réacteur et bâtiment combustible	C, D, E
Brèche isolable sur le système RIS en mode RA à l'extérieur de l'enceinte, aspects bâtiment réacteur et bâtiment combustible	C, D, E
Brèche isolable sur le système RIS en mode RA à l'intérieur de l'enceinte, aspects bâtiment réacteur et bâtiment combustible	C, D, E
Petite brèche sur tuyauterie connectée à l'ASG, ASG en fonctionnement	A, B
Défaillance d'une pompe primaire (rotor bloqué)	A, B, C
Défaillance de composants de l'installation contenant des substances radioactives, hors Circuit Primaire Principal (CPP) et Circuit Secondaire Principal (CSP)	A, B, C, D, E, F
Dilution due à la rupture non isolable d'un tube d'échangeur de chaleur	C, D, E
Éjection De Grappe (EDG)	A, B
MDTE > 2h, aspects bâtiment réacteur et bâtiment combustible	C, D, E, F
Ouverture intempestive d'une vanne de décharge à l'atmosphère ou d'une soupape GV	B
Rupture de tube de générateur de vapeur – 2 tubes	A
Rupture de tuyauterie d'alimentation en eau des GV, ARE en fonctionnement	A, B
Rupture de tuyauterie vapeur à l'extérieur de l'enceinte	A, B

TABLEAU 3 : CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT DE REFERENCE DBC4

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.2.1.3.4. Evénements exclus

Par conception, un intempestif du contrôle-commande ne génère pas de DBC3 ou DBC4 (voir chapitre 5 du volume 2) ;

Par ailleurs, certains événements initiateurs sont exclus de cette liste :

- l'arrêt intempestif du réacteur est considéré relever d'un transitoire normal d'exploitation. De plus, il est couvert par n'importe quel autre DBC2 ;
- le retrait de toutes les grappes à la levée du couvercle de cuve : cet initiateur permet de dimensionner la concentration en bore au rechargement. Il participe au contrôle de la réactivité et ne participe pas au dimensionnement d'un système ;
- le retrait incontrôlé de groupes en états B à D est supprimé de la liste des DBC3 car la conception de l'EPR NM (coupure automatique de l'alimentation électrique des mécanismes de commande des grappes à l'entrée en état d'arrêt) supprime cet initiateur ou le rend sans conséquence du fait du relèvement de la concentration en bore du fluide primaire (dans l'éventualité où cette coupure automatique est manuellement invalidée en état d'arrêt) ;
- ouverture intempestive d'une ligne de dépressurisation du circuit primaire principal dans l'état A : ce transitoire est couvert par l'Accident de Perte de Réfrigérant Primaire (APRP), Grosse brèche et Brèche Intermédiaire en état A ;
- refus de fermeture d'une vanne de décharge à l'atmosphère : cet initiateur fait partie de l'initiateur « ouverture intempestive d'une vanne de décharge à l'atmosphère ou d'une soupape GV » ;
- la non-conformité du cœur dans les autres états que l'état E : les manutentions de combustible n'ont lieu qu'en état E. Il est considéré qu'un initiateur est étudié dans l'état dans lequel il survient. Par ailleurs, la détection de la non-conformité du cœur avant démarrage est assurée par de multiples procédures de vérification renforcées suite au retour d'expérience du parc EDF en exploitation (lecture des numéros d'assemblage à la caméra, procédure de communication bâtiment réacteur/ bâtiment combustible, vérification de cohérence du chargement (position assemblages neufs et grappés) aux jumelles par l'opérateur). Ces procédures permettent de prévenir une non-conformité du cœur et garantissent de fait la conformité du cœur avant de quitter l'état E ;
- l'augmentation de l'inventaire en réfrigérant primaire en états D à F (via le RCV, le RIS ou le système de boratation de sécurité (RBS)) : le primaire est non repressurisable ;
- la défaillance de l'ARE et de l'ASG dans les états C à F : l'ASG et l'ARE ne sont pas en fonctionnement en dessous de l'état B. Un démarrage intempestif en état C n'aurait pas de conséquence sur le cœur.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.2.2. LISTE DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT AVEC DEFAILLANCES MULTIPLES DEC-A

L'introduction de conditions de fonctionnement avec défaillances multiples DEC-A dans la démonstration de sûreté nucléaire permet de justifier le dimensionnement de dispositions de conception visant à prévenir la fusion du cœur en cas de situations plus complexes que celles considérées dans le domaine de conception de référence.

Par ailleurs, la considération de conditions DEC-A participe à la défense en profondeur (voir chapitre 2.1 du présent volume).

2.2.2.1. Démarche globale

La démarche d'identification des conditions DEC-A mise en œuvre dans le cadre du projet EPR NM consiste en une analyse déterministe des conséquences des Défaillances de Causes Communes (DCC) crédibles.

Les séquences sont identifiées puis analysées pour aboutir à l'identification des conditions DEC-A.

2.2.2.1.1. Identification exhaustive des séquences

La première étape de l'analyse consiste à identifier de façon exhaustive les conséquences de DCC crédibles¹⁷. Deux types de situations sont ainsi analysés :

- l'ensemble des conditions de fonctionnement (DBC2-3) cumulées à une DCC affectant un ou plusieurs systèmes classé(s) valorisé(s) dans la démonstration de sûreté nucléaire au titre de la ligne de défense principale et requis pour l'atteinte de l'état contrôlé (c'est-à-dire affectant le niveau de défense en profondeur 3a). Les événements de ce type sont appelés « DBC+DCC » dans la suite de ce document ;
- les DCC affectant un ou plusieurs systèmes de sûreté classé(s) dont le fonctionnement est requis lors du fonctionnement normal pour assurer les fonctions fondamentales de sûreté. Les événements de ce type sont appelés « DCC initiateurs » dans la suite de ce document.

Les conditions de fonctionnement de catégorie 4 (DBC4) sont exclues de l'analyse, du fait de leur fréquence annuelle d'occurrence qui, si elle est combinée à une DCC affectant la ligne de défense principale conduit à une séquence considérée comme extrêmement improbable. Ainsi, pour chaque condition de fonctionnement DBC2-3, les dispositions systèmes (incluant les systèmes support) requises pour l'atteinte de l'état contrôlé (par exemple « injection ISBP ») sont identifiées par une analyse fonctionnelle. Pour chacune de ces dispositions systèmes, une défaillance de cause commune représentative est retenue sur la base d'une analyse probabiliste.

Les dispositions systèmes requises en fonctionnement normal et ayant un rôle de sûreté sont identifiées, ainsi que les DCC pouvant les affecter. Une analyse similaire à celle réalisée pour les scénarios « DBC + DCC » est réalisée afin d'identifier les DCC représentatives.

Les agressions, pouvant affecter simultanément les deux unités de production d'un même site, ne sont pas analysées au titre de la démarche DEC-A mais seront étudiées dans le cadre de la démonstration de sûreté nucléaire des agressions.

¹⁷ Les DCC crédibles sont les DCC considérées comme les plus probables.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.2.2.1.2. Analyse et définition des séquences crédibles

La seconde étape consiste à analyser l'impact côté bâtiment réacteur et bâtiment combustible, séquence par séquence, des « DBC + DCC » et « DCC initiateur » identifiées à l'étape précédente, afin de déterminer si :

- la séquence « DBC + DCC » ou « DCC initiateur » peut être gérée grâce aux moyens DBC toujours disponibles (c'est-à-dire non affectés par l'événement initiateur ni par la DCC considérée) avec des règles, méthodes et critères techniques d'acceptation pour les études des DEC-A (voir chapitre 3.2 du présent volume). Dans ce cas, la valorisation d'une disposition de sûreté diversifiée des moyens DBC (disposition DEC-A) n'est pas requise ;
- les moyens DBC toujours disponibles ne sont pas suffisants pour gérer l'accident. Dans ce cas, la valorisation d'une (ou de) disposition(s) de sûreté diversifiée(s) des moyens DBC (disposition(s) DEC-A), est nécessaire.

Un seuil de troncature a été introduit sur la base de quantifications probabilistes pour exclure les situations peu plausibles.

Les séquences de fréquence supérieure au seuil de troncature sont ensuite classées par famille afin de faciliter l'analyse.

Après application des étapes précédentes, une liste de séquences « DBC + DCC » ou « DCC initiateur », de fréquence supérieure au seuil défini précédemment, requérant une disposition DEC-A diversifiée est obtenue.

La dernière étape de la démarche a pour but de définir et dimensionner les dispositions DEC-A diversifiées associées au niveau de défense en profondeur 3b. Une même disposition DEC-A peut être valorisée pour plusieurs séquences « DBC + DCC » ou « DCC initiateur ». Pour le dimensionnement de cette disposition, la situation ou séquence représentative, dite « condition de fonctionnement DEC-A », doit être identifiée et étudiée dans la démonstration de sûreté nucléaire.

2.2.2.1.2.1. Identification des dispositions systèmes

Pour le fonctionnement normal ainsi que pour chaque condition de fonctionnement DBC2-3, la liste des dispositions système requises est utilisée afin d'identifier de façon exhaustive l'ensemble des systèmes (ainsi que leurs fonctions support) valorisés dans la démonstration de sûreté nucléaire au titre de la ligne de défense principale.

2.2.2.1.2.2. Défaillances de cause commune représentatives

Pour chaque disposition système identifiée à l'étape précédente, il convient de déterminer la DCC représentative affectant la mission réalisée par celle-ci.

En effet, considérant le nombre important de composants constituant chaque disposition système, la défaillance de celle-ci peut avoir pour origine n'importe quelle DCC affectant l'un des composants. Aussi, la DCC représentative, c'est-à-dire la DCC la plus probable conduisant à la perte de la fonction, doit être déterminée.

Pour cela, une analyse probabiliste est réalisée, en utilisant des données de fiabilité des équipements en provenance du retour d'expérience de l'exploitant, de bases de données internationales ou encore des données fournisseurs (voir chapitre 3.6 du présent volume).

Par exemple, pour la disposition système « injection ISBP », les enseignements de l'Etude Probabiliste de Sûreté (EPS) de l'EPR Flamanville ou du parc EDF en exploitation montrent que le contributeur majeur à la probabilité de défaillance de cette fonction d'injection est la défaillance du composant « pompe ». Ce type de composant étant soumis à plusieurs modes de défaillances (défaillance à la sollicitation, défaillance en fonctionnement,...), le

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

choix du mode de défaillance représentatif se fait sur la base des données de fiabilité, sélectionnant la DCC la plus probable. Sur la base des données de fiabilité, la DCC représentative retenue pour la fonction de sûreté « injection de Sécurité Basse Pression » (ISBP) sera donc ici la défaillance en fonctionnement de la pompe.

Il est à noter que les DCC affectant les systèmes support requis pour la réalisation de la disposition système sont également systématiquement analysés. Ainsi, les DCC pouvant affecter la disposition système « injection ISBP » sont : DCC affectant les pompes ISBP, DCC affectant la chaîne de refroidissement des pompes ISBP (RRI/SEC), DCC affectant le contrôle-commande...

Les dispositions système constituées exclusivement de composants fiables non soumis à DCC crédible (par exemple les composants passifs) sont exclues (voir également chapitre 2.1 ci-avant).

2.2.2.1.2.3. Seuil de troncature

Suite à l'identification exhaustive des séquences représentatives, un seuil de troncature est défini au-delà duquel les séquences sont considérées comme suffisamment peu probables au regard des objectifs de sûreté pour la prévention des accidents avec fusion du cœur.

Ainsi, pour une séquence individuelle, le seuil de troncature est fixé à 1×10^{-8} /a.r. Toute séquence individuelle de type « DBC + DCC » ou « DCC initiateur » de fréquence inférieure à 1×10^{-8} /a.r. (sans valorisation de parade) est considérée suffisamment peu plausible, et est exclue de la suite de l'analyse.

Il est important de noter qu'afin de garantir la validité de ce seuil au regard des objectifs de sûreté, une vérification a posteriori sera effectuée afin de s'assurer que le poids des séquences exclues, regroupées par DCC, sera acceptable.

2.2.2.1.3. Regroupement fonctionnel des séquences crédibles

Les séquences « DBC + DCC » ou « DCC initiateur » de fréquence supérieure au seuil de troncature peuvent être regroupées en différentes familles afin d'en faciliter l'analyse.

2.2.2.1.3.1. Famille 1 : Disposition système affectée par la DCC non requise avec les règles et critères d'étude DEC-A

Cette famille regroupe les séquences pour lesquelles les dispositions systèmes DBC affectées par la DCC sont requises au titre des règles d'études des conditions de fonctionnement de référence DBC, mais ne sont plus nécessaires pour la mitigation des séquences « DBC + DCC » ou « DCC initiateur » en raison de l'application des règles, méthodes et critères techniques d'acceptation pour les études des DEC-A adaptés par rapport à ceux retenus pour les études du domaine de conception de référence (pas de défaillance unique, pas de maintenance préventive, pénalisation raisonnable des paramètres dominants).

Pour cette famille, la valorisation de dispositions DEC-A n'est pas nécessaire.

Une séquence ne pouvant pas être affectée à la famille 1 conduit nécessairement à une exigence de diversification. Elle peut être de deux types :

- famille 2 : Introduction de diversification au sein de la ligne de défense ;
- famille 3 : Valorisation d'une disposition de sûreté diversifiée dans la ligne de défense 3b (disposition DEC-A).

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.2.2.1.3.2. Famille 2 : Introduction de diversification au sein de la ligne de défense 3a

L'introduction de diversification matérielle, comme exposée au chapitre 2.1 ci-avant, au sein de la disposition système affectée par la DCC (diversification de vannes par exemple), peut permettre de réduire la fréquence de la séquence « DBC + DCC » sous le seuil de troncature.

L'élément diversifié, inséré au sein de la ligne de défense 3a, est appelé disposition DEC-A. Il fait alors à la fois partie des niveaux de défense 3a et 3b.

Les requis de diversification identifiés à la suite de cette démarche, pour les dispositions de sûreté de cette famille 2 sont tracés et suivis, tout au long des phases de conception, construction et d'exploitation, au sein des exigences de sûreté.

Les séquences classées dans cette famille sont en général des séquences soumises à une DCC d'ordre 2. Pour ces séquences, l'introduction d'un requis de diversification entre les deux composants redondants permet de ne plus considérer de DCC. Ainsi, la séquence « DBC + DCC » sans diversification devient « DBC combiné à deux défaillances simples indépendantes » avec diversification.

2.2.2.1.3.3. Famille 3 : Valorisation d'une disposition de sûreté diversifiée dans la ligne de défense 3b

Cette famille regroupe les séquences pour lesquelles la valorisation, dans la ligne de défense 3b, d'une disposition DEC-A diversifiée est requise pour la mitigation de la séquence « DBC + DCC » ou « DCC initiateur ».

Les requis de diversification identifiés, à la suite de cette démarche, pour les dispositions DEC-A de cette famille 3 sont tracés et suivis, tout au long des phases de conception, construction et d'exploitation, au sein des exigences de sûreté.

Les dispositions identifiées au sortir de la famille 3 sont appelées dispositions DEC-A.

2.2.2.1.3.4. Dimensionnement des dispositions DEC-A

Le dimensionnement d'une disposition DEC-A issue de la famille 2 n'est pas particularisé et est donc réalisé avec les règles et critères des conditions de fonctionnement de référence DBC à laquelle elle participe. Il ne nécessite donc pas d'études spécifiques et complémentaires DEC-A.

Concernant les dispositions DEC-A issues de la famille 3, leur dimensionnement est réalisé spécifiquement vis-à-vis des séquences pour lesquelles elles interviennent. Une même disposition DEC-A pouvant être valorisée pour plusieurs séquences « DBC + DCC » ou « DCC initiateur », une situation ou séquence représentative (la plus pénalisante vis-à-vis des critères techniques d'acceptation) est retenue et étudiée pour le dimensionnement de chaque disposition DEC-A : c'est la condition de fonctionnement DEC-A.

Le choix de la condition de fonctionnement se fera en considérant la possibilité de créditer les systèmes opérationnels lorsque ceux-ci restent disponibles (c'est-à-dire dans la situation où ces systèmes ne sont affectés ni par l'événement initiateur ni par la DCC). Ainsi, si la valorisation de systèmes opérationnels (RCV par exemple) permet de réduire la fréquence d'une séquence sous le seuil de troncature alors cette séquence ne sera pas retenue comme séquence représentative.

Les conditions DEC-A les plus représentatives seront généralement analysées par des calculs de transitoires thermohydrauliques ou neutroniques. Certaines conditions DEC-A particulières (comme par exemple la perte de ventilation du système de ventilation des locaux électriques (DVL)) pourront être dimensionnées par d'autres types d'études (calculs d'échauffement,...).

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.2.2.1.4. Positionnement de la démarche DEC-A vis-à-vis de l'EPS

La démarche d'élaboration de la liste des conditions DEC-A proposée dans le cadre du projet EPR NM est une démarche déterministe s'appuyant sur des analyses probabilistes, et permettant une identification systématique des séquences à étudier. En phase de conception, cette démarche tire son avantage de son découplage de l'EPS de l'installation qui, par nature, n'est pas stabilisée à ce stade. Elle permet ainsi, sans attendre les résultats de l'EPS de l'installation, d'anticiper les besoins en dispositions DEC-A qui seront confirmés par l'EPS de niveau 1 pour les événements internes. Ceci permet de suivre une démarche de conception linéaire plus industrielle et d'identifier au plus tôt les besoins de diversification, fonctionnelle ou matérielle, entre les équipements utilisés dans les lignes de défense en profondeur 3a et 3b.

Conformément au paragraphe 3.6.1 du Guide n° 22 (voir chapitre 1.1 du présent volume), les résultats des EPS, une fois disponibles, seront utilisés afin de s'assurer de l'exhaustivité des dispositions DEC-A. Dans l'éventualité où des séquences sans disposition DEC-A, représentant un risque prépondérant, seraient mises en évidence par les résultats de l'EPS de l'installation, celles-ci seraient réintégrées à la liste des DEC-A et les parades associées auraient un statut de disposition DEC-A. Compte-tenu du systématisme de la démarche et des résultats de sa mise en œuvre préliminaire, il n'est pas attendu un nombre important de séquences complémentaires qui viendraient des EPS.

2.2.2.2. Application de la démarche au stade de conception

L'objectif de ce paragraphe est de présenter une première application de la démarche définie au paragraphe 2.2.2.1 ci-avant et les résultats préliminaires obtenus.

Pour cette première application, des données spécifiques à l'EPR Flamanville ont été utilisées, dans l'attente de consolidation de certaines données d'entrée EPR NM.

Les données d'entrée utilisées sont rappelées au paragraphe 2.2.2.2.1, les limites de l'étude sont présentées au paragraphe 2.2.2.2.2 et les résultats préliminaires pour EPR NM sont détaillés au paragraphe 2.2.2.2.3 ci-après.

La dernière étape (identification et dimensionnement des dispositions DEC-A diversifiées) n'est pas présentée dans ce document compte tenu de l'avancement de la conception de l'EPR NM.

2.2.2.2.1. Données d'entrée

Les données d'entrée utilisées pour l'application de la démarche d'élaboration de la liste des DEC-A pour le projet EPR NM sont les suivantes :

- la liste des conditions DBC2-3 est issue du paragraphe 2.2.1 ci-avant ;
- la liste des dispositions systèmes utilisées en mitigation des conditions de fonctionnement de référence DBC n'étant pas stabilisée à ce stade de la conception de l'EPR NM, l'étude se base sur les dispositions systèmes identifiées dans le cadre de l'EPR Flamanville ;
- les données de fiabilité utilisées pour estimer la probabilité des DCC ainsi que les fréquences des conditions DBC se basent principalement sur le retour d'expérience d'EDF (voir chapitre 3.6 du présent volume) ;
- la conception de l'EPR NM (nombre de trains, nombre de pompes,...) telle que décrite dans le volume 2 est utilisée.

2.2.2.2.2. Limites de l'étude

Cette première application tient compte des limites suivantes :

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- les capteurs, les unités de conditionnement, les modules de priorité ainsi que la logique spécifique des signaux de contrôle commande ne sont pas analysés. L'analyse des signaux de contrôle-commande est réalisée à ce stade en considérant une défaillance de cause commune au niveau de la plateforme de contrôle commande de classe 1 ;
- les événements de vidange de la piscine de stockage du combustible usé ne sont pas analysés ;
- les batteries ne sont pas analysées.

2.2.2.2.3. Résultats préliminaires

L'application de la démarche décrite ci-dessus conduit aux résultats suivants :

- une liste de « DCC initiateurs » crédibles ;
- une liste de combinaisons crédibles « DBC + DCC » affectant les moyens de mitigation requis pour l'atteinte de l'état contrôlé, classées par famille ;
- une liste préliminaire des conditions de fonctionnement DEC-A ;
- une liste préliminaire de requis de diversification.

La validation du seuil de troncature est discutée au paragraphe 2.2.2.2.3.5 ci-après.

2.2.2.2.3.1. Analyse et identification des « DCC initiateurs » crédibles

Une analyse exhaustive de la configuration des systèmes en fonctionnement normal est nécessaire pour l'élaboration de cette liste. Cependant, comme expliqué au paragraphe 2.2.2.2.2 ci-avant, il n'est pas possible à ce stade de la conception de réaliser une telle analyse. Cette liste est donc construite par jugement d'ingénieur, sur l'expérience des projets EPR précédents et complétée par des initiateurs identifiés pour les fonctions supports.

Les « DCC initiateurs » crédibles suivants sont retenus :

- DCC affectant les trains 1 et 2 du RRI ;
- DCC affectant les trains 1 et 2 du SEC ;
- DCC affectant les trains RIS en mode refroidissement à l'arrêt ;
- DCC affectant les trains 1 et 2 du PTR ;
- DCC affectant les trains DVL ;
- DCC affectant les trains ASG en fonctionnement normal.

2.2.2.2.3.2. Analyse et définition des séquences crédibles « DBC + DCC »

L'application de la démarche permet d'obtenir une liste de séquences de « DBC + DCC » de fréquence supérieure au seuil de troncature.

Ces séquences sont regroupées dans les familles 1 à 3 présentées au paragraphe 2.2.2.1.3 ci-avant. Les séquences de la famille 1 (disposition système affectée par la DCC non requise avec les règles et critères d'étude DEC-A) sont exclues de l'analyse grâce à une justification appropriée montrant que ces dispositions ne sont pas requises en raison de l'application des règles, méthodes et critères techniques d'acceptation pour les études des DEC-A. A ce stade de la conception, la justification est réalisée sur la base de jugement d'ingénieur.

Cette famille regroupe par exemple les séquences suivantes :

- DCC à la fermeture des vannes d'isolement enceinte suite à la perte d'un train de refroidissement RIS en mode refroidissement à l'arrêt (états C, D, E).

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Un refus de fermeture des vannes d'isolement enceinte ne compromet pas l'atteinte des objectifs de sûreté DEC-A étant donné qu'il n'y a pas a priori d'endommagement de la gaine, et donc pas de rejet à l'intérieur du bâtiment réacteur pour cet initiateur ;

- DCC affectant les pompes RBS suite à un manque de tension externe $\leq 2h$ (états A, B) ;

Le RBS n'est a priori pas requis avec des règles et critères d'étude DEC-A pour l'atteinte de l'état contrôlé en cas de MDTE.

- augmentation excessive du débit vapeur (états A, B) combinée à une défaillance de cause commune à la fermeture de deux vannes d'isolement du circuit primaire principal (RCP) ;

Le refus de fermeture de deux vannes d'isolement du RCP peut avoir un impact sur l'efficacité de l'injection de sûreté. L'injection de sûreté n'étant pas requise a priori avec des règles et critères d'étude DEC-A, le refus de fermeture de deux vannes d'isolement du RCP n'a pas de conséquence.

- conditions DBC2-3 cumulées à une DCC sur la ventilation/filtration du système de ventilation de la zone contrôlée (DWL).

L'absence de ventilation/filtration par le système DWL dans des conditions de fonctionnement DBC2-3 étudiées avec des règles DEC-A mène à des conséquences radiologiques inférieures aux objectifs de sûreté associés aux DEC-A.

Les familles 2 et 3 regroupent les séquences pour lesquelles la valorisation d'une disposition diversifiée est requise. Cette diversification est mise en place, soit par introduction d'une diversification au sein même de la disposition système, soit par valorisation d'une disposition DEC-A diversifiée de la fonction de sûreté DBC.

La famille 2 (introduction de diversification au sein de la ligne de défense 3a) conduit à des requis de diversification. Par exemple, la séquence de refus d'ouverture des disjoncteurs redondants permettant l'arrêt d'une pompe primaire en cas de perte de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur, ARE ou ASG en fonctionnement (états A et B) fait partie de cette famille.

La famille 3 (valorisation d'une disposition de sûreté diversifiée au niveau de défense en profondeur 3b) conduit également à des requis de diversification. Quelques exemples de séquences appartenant à cette famille sont donnés ci-dessous :

- perte de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur, ARE ou ASG en fonctionnement (états A et B) cumulée à une DCC affectant la plateforme de contrôle-commande classe 1 ;
- perte de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur suite à une DCC affectant les pompes ASG (états A et B) ;
- accident de perte de réfrigérant primaire, petite brèche (états A, B), cumulé à une DCC affectant les pompes ISMP (Injection de Sécurité Moyenne Pression).

2.2.2.2.3.3. Liste préliminaire des conditions de fonctionnement DEC-A

La définition de la séquence représentative associée à une disposition DEC-A et retenue en tant que conditions de fonctionnement avec défaillances multiples DEC-A est à ce stade réalisée sur la base d'un jugement d'ingénieur s'appuyant sur l'expérience des projets EPR. Des analyses seront menées à un stade ultérieur de la conception afin de consolider ce jugement.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Il est à noter que cette liste préliminaire pourra évoluer au cours de la phase de conception et dépendra également de la finalisation des architectures systèmes, des exigences associées, et des données de fiabilité :

- Anticipated Transient Without Scram (ATWS) par blocage mécanique des grappes, c'est-à-dire cumul d'un blocage mécanique des grappes avec les conditions de fonctionnement DBC2-3 suivantes :
 - augmentation excessive du Débit Vapeur (états A, B) ;
 - déclenchement turbine (état A) ;
 - perte de l'alimentation en eau des GV, ARE ou ASG en fonctionnement (états A et B) ;
 - MDTE > 2h (états A et B, aspects bâtiment réacteur et bâtiment combustible) ;
- cumul de la défaillance de la plateforme de contrôle-commande classe 1 avec les conditions de fonctionnement DBC2-3 suivantes :
 - perte de l'alimentation en eau des GV, ARE ou ASG en fonctionnement (états A et B) ;
 - perte d'une pompe primaire (états A, B, C) ;
 - MDTE \leq 2h (états A et B - aspects bâtiment réacteur et bâtiment combustible) ;
 - MDTE > 2h (états A et B - aspects bâtiment réacteur et bâtiment combustible) ;
 - perte du vide au condenseur (état A) ;
 - augmentation excessive du débit vapeur (états A et B) ;
 - baisse incontrôlé du niveau primaire (états C, D, E) ;
- MDTE \leq 2h ou > 2h (états A et B - aspects bâtiment réacteur et bâtiment combustible) cumulé à une DCC affectant les trois sources internes de puissance principales (GES 1-3) et la source interne mutualisable (Manque De Tension Généralisé (MDTG)), aspects bâtiment réacteur et bâtiment combustible ;
- MDTE \leq 2h (états C, D, E et F - aspects bâtiment réacteur et bâtiment combustible) cumulé à une DCC affectant les trois sources internes de puissance principales (GES 1-3) et la source interne mutualisable (MDTG), aspects bâtiment réacteur et bâtiment combustible ;
- DCC affectant la chaîne de refroidissement principale (RRI/SEC et systèmes de la station de pompage) en fonctionnement normal (états A à F), aspects bâtiment réacteur et bâtiment combustible ;
- perte de l'alimentation en eau des GV, ARE en fonctionnement (états A et B), cumulée à une DCC affectant les 4 pompes ASG ;
- perte de l'alimentation en eau des GV, ASG en fonctionnement (états A et B) due à une DCC affectant les 4 pompes ASG ;
- accident de perte de réfrigérant primaire, petite brèche cumulée à une DCC affectant les 3 pompes ISMP (état A) ;
- accident de perte de réfrigérant primaire, petite brèche cumulée à une DCC affectant les 3 pompes ISBP (état A) ;

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- DCC affectant les 4 pompes des trains 1 et 2 du système PTR en fonctionnement normal (états A à F) ;
- DCC affectant les 4 ventilateurs des divisions 1 et 2 des systèmes de ventilation et de refroidissement des locaux électriques et contrôle commande en fonctionnement normal (DVL) (états A à F) ;
- perte des 3 trains RIS en mode refroidissement à l'arrêt (états C, D, E), due à une DCC affectant les 3 pompes ISBP.

Lorsque cela s'avèrera pertinent (DCC affectant à la fois des systèmes bâtiment réacteur et bâtiment combustible), l'étude de la condition de fonctionnement DEC-A portera à la fois sur les aspects bâtiment réacteur et bâtiment combustible.

Dans le rapport de sûreté préliminaire EPR NM, les conditions de fonctionnement DEC-A les plus représentatives seront analysées par des calculs de transitoires thermohydrauliques ou neutroniques. Les autres seront traitées par des argumentaires, bilans enthalpiques ou calculs statiques.

2.2.2.2.3.4. Requis de diversification issus des familles 2 et 3

Comme expliqué au paragraphe 2.2.2.2.3.2 ci-avant, la classification des séquences dans la famille 2 conduit à des requis de diversification matérielle au sein de la disposition système. Par exemple, la diversification des disjoncteurs redondants permettant l'arrêt d'une pompe primaire est requise.

La valorisation d'une disposition DEC-A diversifiée pour les séquences issues de la famille 3 conduit également à des requis de diversification. Quelques exemples de requis de diversification issus de la famille 3 sont listés ci-dessous :

- diversification des pompes ASG vis-à-vis des pompes ISMP ;
- diversification des pompes ISBP vis-à-vis des pompes ;
- diversification des ventilateurs du système DVL centralisé des trains 1 et 2 vis-à-vis de ceux du train 3.

2.2.2.2.3.5. Validation du seuil de troncature

Comme expliqué au paragraphe 2.2.2.1.2.3 ci-avant, il est nécessaire de réaliser une étude de sensibilité sur le seuil de troncature afin de s'assurer que la contribution de l'ensemble des séquences exclues reste acceptable vis-à-vis du respect des objectifs de sûreté.

Ainsi, pour les séquences de fréquence individuelle inférieure au seuil de troncature, un regroupement par DCC est réalisé puis quantifié.

Le résultat de cette analyse montre que la contribution des séquences exclues, regroupées par DCC, a un poids négligeable eu égard au respect des objectifs de sûreté. Ceci valide le seuil utilisé en supposant qu'une même disposition de sûreté n'est pas utilisée pour plusieurs groupes de DCC.

2.2.3. LISTE DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT AVEC FUSION DU COEUR DEC-B

Les conditions de fonctionnement avec fusion du cœur DEC-B sont définies selon une approche essentiellement déterministe en support au dimensionnement des dispositions DEC-B, dont l'objectif est la mitigation des conséquences de l'accident et en particulier la protection du confinement vis-à-vis des phénomènes qui pourraient à terme en menacer l'intégrité, tels que :

- la rupture de la cuve ;

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- la production et la combustion de l'hydrogène dans l'enceinte ;
- la montée en pression et en température à l'intérieur de l'enceinte ;
- l'interaction du corium fondu avec les structures et le risque associé de perte d'étanchéité du radier de l'enceinte.

Les phénomènes rapides et énergétiques comme l'échauffement direct de l'enceinte, l'explosion de vapeur hors cuve ou la détonation d'hydrogène relèvent quant à eux de la démarche d' « élimination pratique » (voir chapitre 2.5 du présent volume).

Les conditions de fonctionnement avec fusion du cœur DEC-B sont choisies de manière à maximiser les chargements spécifiques à chacun des phénomènes physiques étudiés. Les conditions initiales et les systèmes pouvant être crédités dans l'analyse peuvent être justifiés sur la base de considérations probabilistes.

A l'entrée en accident de fusion du cœur, les principaux paramètres retenus pour définir l'état de l'installation sont les suivants :

- la pression primaire, dépendant de l'existence ou non d'une brèche sur le circuit primaire, ainsi que de la disponibilité de l'évacuation de puissance par le circuit secondaire, etc. ;
- la puissance résiduelle, dépendant de la cinétique du scénario conduisant à la fusion du cœur, de l'état initial de l'installation (en puissance / à l'arrêt).

Les conditions de fonctionnement avec fusion du cœur DEC-B, considérées à ce stade, sont :

- DEC-B 1 : une condition caractérisée par une puissance résiduelle élevée avec basse pression primaire, correspondant à des séquences accidentelles de cinétique rapide et fusion du cœur précoce (états en puissance, secondaire non disponible, etc.). Cette condition pourrait être établie à partir d'un scénario de fusion du cœur consécutif à un accident de perte de réfrigérant primaire par grosse brèche sur une tuyauterie primaire principale cumulé à de nombreuses autres défaillances supplémentaires¹⁸.
- DEC-B 2 : une condition caractérisée par une puissance résiduelle élevée et haute pression. Cette condition pourrait être établie à partir d'un scénario de fusion du cœur consécutif à la perte totale de l'eau alimentaire des générateurs de vapeur cumulé à l'échec du gavé-ouvert.
- DEC-B 3 : une condition caractérisée par une puissance résiduelle faible avec basse pression primaire, correspondant à des séquences accidentelles de cinétique lente et fusion du cœur tardive (états d'arrêt, états en puissance avec secondaire disponible, etc.). Cette condition pourrait être établie à partir d'un scénario de fusion du cœur consécutif à un accident de perte de réfrigérant primaire par petite brèche sur une tuyauterie primaire principale cumulé à de nombreuses autres défaillances supplémentaires.

Le caractère suffisant de cette approche et des conditions sélectionnées sera confirmé en s'appuyant sur les études probabilistes de sûreté et sur leurs résultats vis-à-vis des objectifs de sûreté (voir chapitre 1.2 du présent volume).

Les conditions DEC-B permettent de réaliser le dimensionnement des dispositions DEC-B, d'après les phénomènes physiques sous-jacents. Par exemple :

- la condition DEC-B 1 permet de dimensionner le système EVU et le système de

¹⁸ La définition de scénarios accidentels précis en support au dimensionnement des dispositions DEC-B sera réalisée durant le « basic design ».

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

récupération et de stabilisation du corium en termes de puissance maximale du corium à stabiliser et d'ouverture précoce de la trappe fusible (voir chapitre 4 du volume 2) ;

- la condition DEC-B 2 permet de vérifier que la pression obtenue en cas de combustion globale de l'hydrogène (PAICC) n'excède pas la pression de dimensionnement de l'enceinte et permet de dimensionner les lignes de décharge du circuit primaire ;
- la condition DEC-B 3 permet de vérifier que la circulation naturelle dans l'enceinte est suffisante pour éviter de trop fortes concentrations locales d'hydrogène et de dimensionner le système de récupération et de stabilisation du corium en termes d'ouverture tardive de la trappe fusible ;
- les conditions DEC-B 2 et 3 permettent de dimensionner les recombineurs d'hydrogène en termes de cinétique de décroissance de la concentration d'hydrogène dans l'enceinte.

Les dispositions DEC-B sont suffisamment indépendantes des dispositions DBC et DEC-A (voir chapitre 2.1 ci-avant).

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.3. PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS INTERNES

2.3.1. INTRODUCTION

Ce chapitre présente les principes généraux pour la protection contre les agressions internes se produisant seules ou combinées avec d'autres événements considérés en conception.

Les différents types d'agressions internes listés ci-dessous sont à distinguer :

- agressions internes constituant l'initiateur :
 - agression interne n'induisant pas d'événement de type DBC ;
 - agression interne induisant un événement de type DBC, par exemple DBC2 ;
- agressions internes résultant d'une condition de fonctionnement :
 - agression interne directement liée à une condition de fonctionnement DBC3 ou DBC4 : certains accidents DBC3-4 constituent eux-mêmes une agression interne, comme les Accidents de Perte de Réfrigérant Primaire (APRP) ou les Ruptures de Tuyauterie Vapeur (RTV) qui font partie des défaillances de tuyauteries Haute Energie ;
 - agression interne conséquence d'une condition de fonctionnement DEC-A ou DEC-B.

2.3.2. OBJECTIFS DE SÛRETÉ

Comme présenté au chapitre 1.4 du présent volume, le principe de la défense en profondeur est appliqué à la protection contre les agressions internes de manière à en limiter la survenue et les conséquences par la mise en place dès la conception, de dispositions de prévention, de surveillance et de limitation des conséquences.

Les agressions internes, prises en compte de façon déterministe à la conception, ne doivent pas conduire à un accident avec fusion du cœur.

Plus particulièrement :

- les conséquences des agressions internes constituant l'initiateur mais n'induisant pas d'événement de type DBC doivent être au plus équivalentes à celles évaluées pour les conditions de fonctionnement correspondant à des fréquences d'occurrence équivalentes ;
- les conséquences des agressions internes constituant l'initiateur et induisant un événement de type DBC doivent être compatibles avec le respect des exigences de sûreté et avec les niveaux de dose limites d'une condition de fonctionnement de fréquence d'occurrence équivalente ;
- les conséquences d'une agression interne résultant d'une condition de fonctionnement DBC, DEC-A ou DEC-B doivent être compatibles avec le respect des exigences de sûreté et avec les niveaux de dose limites définis pour la catégorie de la condition de fonctionnement concernée.

Par ailleurs, la considération des agressions internes dans les études probabilistes de sûreté (voir chapitre 3.6 du présent volume) ne doit pas remettre en cause les objectifs probabilistes de sûreté mentionnés au chapitre 1.2 du présent volume.

2.3.3. DÉMARCHE DE CONCEPTION

2.3.3.1. Liste des agressions

Les agressions internes prises en compte à la conception de l'EPR NM sont, en cohérence

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

avec l' « arrêté INB » :

- la défaillance d'équipements sous pression (tuyauteries, réservoirs, pompes et vannes) ;
- l'inondation d'origine interne ;
- l'émission de projectiles, notamment celle induite par la défaillance d'équipements haute énergie ou tournants ;
- la collision et la chute de charges ;
- l'incendie d'origine interne ;
- l'explosion d'origine interne ;
- les interférences électromagnétiques ;
- l'émission de substances dangereuses.

2.3.3.2. Principes généraux

Les études d'agressions internes sont réalisées de façon déterministe avec, dans certains cas, des éclairages probabilistes.

L'approche de conception mise en œuvre pour la protection des Structures, Systèmes et Composants (SSCs) contre les effets d'une agression interne consiste, en premier lieu, à définir des dispositions de conception visant à détecter et prévenir l'occurrence de l'agression et, en deuxième lieu, à limiter dans l'espace les effets de l'agression par la séparation physique (barrières) ou spatiale (distance).

L'exigence de sûreté associée à la protection contre les agressions internes est la suivante : les éventuelles conséquences d'une agression interne doivent être limitées et la défaillance d'un équipement suite à une agression interne ne doit pas remettre en cause le respect des objectifs de sûreté. En particulier, si une agression interne induit un événement de type DBC, les SSCs valorisés dans la démonstration de sûreté nucléaire pour en gérer les conséquences doivent rester disponibles en nombre suffisant malgré les conséquences de l'agression et en respectant les règles d'étude des agressions internes (voir chapitre 3.5 présent volume).

Les principes de conception définis de façon à satisfaire les objectifs de sûreté sont tels qu'une agression interne ne doit pas fragiliser les niveaux de défense en profondeur. Ainsi :

- une agression interne ne doit pas induire un événement de type DEC-A ou DEC-B ;
- il convient d'éviter qu'une agression interne induise un événement de type DBC3 ou DBC4, sauf quand l'agression est en elle-même liée au DBC3 ou DBC4.

Par ailleurs, les conséquences d'une agression interne ne doivent pas remettre en question la démonstration d' « élimination pratique » ou d'exclusion de rupture.

2.3.3.3. Règles d'installation

Les objectifs de sûreté associés aux agressions internes ainsi que les principes généraux décrits précédemment sont déclinés en partie au travers d'un guide d'installation qui vise l'acceptabilité des conséquences des agressions internes considérées. Ce guide contient des règles générales à toutes les agressions qui, par découplage, permettent de respecter les exigences de sûreté. Ces règles demandent notamment :

- la séparation des redondances inter trains, vis-à-vis des effets d'une agression ;

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- la protection des composants susceptibles d'initier un DBC3 ou DBC4 en cas d'agression ;
- la protection des composants dont la rupture est exclue (tuyauteries en exclusion de rupture) ou n'est pas considérée dans les règles d'études ;
- la séparation des composants actifs dédiés aux conditions DEC-B vis-à-vis des composants participant à d'autres niveaux de défense en profondeur.

Ces règles générales sont complétées par des règles d'installation propres à chaque agression, tenant compte du retour d'expérience des études d'agression réalisées notamment sur l'EPR Flamanville. Par exemple, une tuyauterie haute énergie ne doit pas être installée dans un local contenant une tuyauterie hydrogène.

Ce guide est utilisé lors de l'implantation des structures et des composants dans l'installation en phase de « basic design » notamment, et aux différents stades de la conception.

Le respect des règles du guide garantit le respect des règles de séparation des redondances, et de séparation des lignes de défense (niveaux 3 et 4 de la défense en profondeur) et permet de répondre à la majorité des situations d'agressions. Dans le cas où une règle ne peut pas être respectée, l'acceptabilité de la situation (c'est-à-dire le respect des objectifs de sûreté) est vérifiée par une analyse fonctionnelle (voir chapitre 3.5 du présent volume). Ceci doit constituer l'exception.

2.3.3.4. Principes spécifiques

2.3.3.4.1. Défaillance de tuyauteries hautes ou moyennes énergie

Le caractère Haute Energie d'une tuyauterie est défini par un critère de température ($T \geq 100$ °C) et/ou un critère de pression ($P \geq 20$ bars). Le critère de pression retenu est le même que la tuyauterie soit en eau ou en gaz.

Une tuyauterie qui n'est pas Haute Energie est une tuyauterie Moyenne Energie.

Le type et la localisation des défaillances à postuler sont fonction du diamètre des tuyauteries et de leur niveau de qualité. Ils sont reconduits de ceux retenus sur l'EPR Flamanville. De manière synthétique, ce sont les suivants :

- pour les tuyauteries de Diamètre Nominal (DN) ≤ 50 , il n'y a aucune restriction sur les hypothèses de défaillance (des fuites ou ruptures peuvent se produire en différents points de la tuyauterie) ;
- pour les Tuyauteries Haute Energie de DN > 50 , des hypothèses de fuite, rupture guillotine ou longitudinale sont considérées :
 - pour les ruptures longitudinales, seules les tuyauteries de gros diamètre présentant une soudure longitudinale sont considérées, l'approvisionnement de tuyauteries roulées-soudées avec soudure longitudinale étant limité ;
 - []
- pour les Tuyauteries Moyenne Energie de DN > 50 avec un niveau de qualité de réalisation mécanique Q1 à Q3, il est fait l'hypothèse d'une fuite conventionnelle en « e.D/4 »¹⁹ ;
- pour les Tuyauteries Moyenne Energie de DN > 50 non classées de sûreté, des hypothèses de fuite, rupture guillotine ou longitudinale sont considérées selon les caractéristiques du matériel (robustesse, fluide concerné, contraintes) et les

¹⁹ La taille de la fuite est évaluée à partir de la formule e.D / 4, où e : épaisseur de la paroi de la tuyauterie, D : diamètre intérieur de la tuyauterie.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

mécanismes d'endommagement éventuel et le suivi (inspections en service) ;

- la localisation des défaillances est établie en fonction du caractère Haute ou Moyenne Energie, du DN et du niveau de qualité de réalisation mécanique.

Concernant la méthodologie d'études, les effets considérés d'une défaillance de tuyauterie Haute Energie sont les suivants :

- effet local de fouettement : des hypothèses conventionnelles sont appliquées (effets considérés sur tuyauteries de diamètre nominal inférieur ou d'épaisseur inférieure) et une modélisation basée sur un gabarit de fouettement enveloppe (plan ou sphérique suivant le plan dans lequel est contenue la tuyauterie) est réalisée ;
- effet local de jet : des hypothèses sur la géométrie du jet à étudier sont appliquées :
 - pour un jet monophasique : un cône de jet de demi-angle 10° est étudié ;
 - pour un jet diphasique : utilisation d'un modèle de géométrie de jet issu de l'ANSI/ANS-58.2 [47].

Les effets suivants sont également considérés comme pour l'EPR Flamanville :

- la force de pression différentielle et accumulation de pression ;
- l'ambiance dégradée ;
- l'inondation interne.

Il est à noter que le cas des tuyauteries en exclusion de rupture est traité au chapitre 2.5 du présent volume.

2.3.3.4.2. Défaillance de réservoirs, pompes et vannes

Les mêmes bases de conception que celles de l'EPR Flamanville s'appliquent.

En cas de rupture de réservoirs, pompes et vannes, les mêmes effets que ceux considérés dans le cas de rupture de tuyauteries, hormis le fouettement, s'appliquent (voir paragraphe précédent).

L'émission potentielle de missiles est considérée uniquement pour la rupture de réservoirs, pompes et vannes haute énergie qui ne satisfont pas aux exigences de qualité de réalisation mécanique Q1 à Q3. L'implantation de ces équipements dans les bâtiments classés de sûreté étant limitée autant que possible.

L'inondation associée à la défaillance est supposée couverte par les études « inondation interne » (voir paragraphe suivant).

2.3.3.4.3. Inondation

Les bases de conception considérées en termes d'initiateurs, de masses d'eau relâchées, de règles d'installation sont celles de l'EPR Flamanville.

La méthodologie et les hypothèses générales d'études (calculs de débit, cheminements, cumuls...) sont celles de l'EPR Flamanville.

2.3.3.4.4. Emission de projectiles

2.3.3.4.4.1. Missiles internes (hors missile turbine)

Les exigences et bases de conception considérées sont identiques à celles de l'EPR Flamanville en particulier concernant les initiateurs de missiles internes.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Deux sources de missiles sont postulées.

Concernant les matériels tournants, aucune défaillance n'est envisagée compte-tenu de la faible énergie stockée dans ceux-ci, de leur niveau de qualité de conception et de réalisation, de leur maintenance et de leur suivi en service.

Concernant les missiles provenant de la défaillance potentielle d'un composant Haute Energie, les ruptures de composants de niveau de qualité de réalisation mécanique Q1, Q2 et Q3 étant exclues, elles ne peuvent par conséquent pas générer de missile. Ainsi, seule la défaillance potentielle de composants Haute Energie de niveau de qualité de réalisation mécanique inférieure à Q3 est considérée.

Dans le cas particulier du bâtiment réacteur, la défaillance d'un « éventail caractéristique » de vannes Haute Energie satisfaisant un niveau de qualité de réalisation supérieur à Q3 est également étudiée au titre de la robustesse.

Concernant l'impact sur les équipements et les structures béton, les hypothèses considérées sur l'EPR Flamanville s'appliquent. Par ailleurs, les conséquences du phénomène d'écaillage pour des configurations d'installation spécifiques susceptibles de présenter un risque sûreté sont prises en compte (en fonction du type de missile, de la localisation des redondances, du type de séparation...).

2.3.3.4.4.2. Missile Turbine

L'agression « missile turbine » est définie comme le risque lié aux projectiles susceptibles d'être émis par suite d'éclatement des groupes turboalternateurs.

La démarche de protection de l'EPR NM vis-à-vis de l'agression « missile turbine » est identique à celle de l'EPR Flamanville et répond aux exigences de la RFS I.2.b [26].

2.3.3.4.5. Collision et chute de charge

La protection contre les risques de collision ou de chute de charge se base sur le classement de sûreté des appareils de manutention (voir chapitre 2.6 du présent volume), les règles d'installation ou de conception des systèmes pouvant être agressés et les règles d'exploitation des appareils de manutention.

Les bases de conception considérées sont celles de l'EPR Flamanville.

Les exigences de conception, de réalisation et de suivi en exploitation correspondant aux niveaux HS1 et HS2 du classement « Haute Sécurité » de l'EPR Flamanville sont reconduites.

Une chute ou une collision sont postulées au cours d'une manutention sauf si des éléments permettent de justifier qu'un tel événement peut être exclu par des dispositifs adaptés. En particulier, pour les cas particuliers des engins HS1, dans le cadre de la démonstration de sûreté nucléaire, le caractère résiduel du risque de chute de charge est vérifié. Néanmoins, au titre de la robustesse, une évaluation des conséquences de scénarios de chute de charge avec des hypothèses réalistes est effectuée.

La méthodologie d'étude est celle retenue et validée sur l'EPR Flamanville (en termes de détermination de l'impact des chutes/collisions et de dispositions de protection notamment) : analyse des risques de collision pour les engins HS1, analyse des risques de collision et de chute de charges pour tous les autres engins. Par ailleurs, les conséquences du phénomène d'écaillage sont prises en compte pour des configurations d'installation spécifiques susceptibles de présenter un risque sûreté (en fonction du type de charge, de la localisation des redondances, du type de séparation...).

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.3.3.5. Incendie

La conception de la protection incendie repose sur trois types de dispositions basées sur les trois niveaux de défense en profondeur suivants :

- la prévention des départs de feu ;
- la détection rapide des départs de feu et leur extinction pour, d'une part, empêcher que ceux-ci ne conduisent à un incendie et, d'autre part, rétablir une situation de fonctionnement normal ou, à défaut, atteindre puis maintenir un état d'arrêt sûr ;
- la limitation de l'aggravation et de la propagation d'un incendie qui n'aurait pas pu être maîtrisé afin de minimiser son impact sur la sûreté nucléaire et de permettre l'atteinte ou le maintien d'un état d'arrêt sûr.

L'ambition affichée à la conception de l'EPR NM est que la démonstration du respect des objectifs de sûreté puisse être réalisée en ne valorisant que le troisième de ces niveaux de défense en profondeur, par une sectorisation passive structurelle. Ceci permet de simplifier la conception avec un effet favorable sur la sûreté, et de limiter autant que possible les situations avec exclusion d'ignition de combustible, ainsi que le recours aux zones de feu.

Un effort particulier est donc porté sur la prise en compte au plus tôt de l'incendie dans le « basic design » notamment pour la conception du génie civil et des systèmes de ventilation et de conditionnement thermique. La démarche cherche avant tout à réduire le nombre d'ouvertures entre volumes de feu de sûreté. Les portes dont la défaillance peut conduire directement à un mode commun en cas d'incendie feront l'objet d'un monitoring.

A terme, il est envisagé une robustesse intrinsèque du zonage incendie de sûreté basée sur des moyens passifs. Pour les zones où des moyens passifs ne seraient pas suffisants pour justifier l'absence de propagation de l'incendie, une surveillance spécifique (via une détection locale classée par exemple), ou un renforcement par la protection active (ajout d'une extinction automatique classée dans des zones spécifiques) pourront également être valorisés.

Par ailleurs, cette ambition permet d'éviter autant que possible les modes communs à justifier par l'analyse de risques incendie.

2.3.3.6. Explosion

Les modalités précises de prise en compte du risque explosion à la conception seront décidées à un stade ultérieur du « basic design ».

2.3.3.7. Cumuls plausibles

La conception de l'EPR NM prend en compte les cumuls plausibles des paragraphes suivants.

2.3.3.7.1. Evènements dépendants

Les éventuelles conséquences sur les fonctions de sûreté d'une agression interne sont limitées par des dispositions de conception. Lorsque des conséquences ne peuvent pas être évitées, elles doivent être prises en compte, que ce soient les effets locaux ou globaux d'une agression. Par exemple, pour une agression interne telle que la rupture de tuyauterie haute énergie, le fouettement, l'effet de jet et les effets additionnels d'une inondation sont considérés.

Lorsqu'une agression interne résulte d'une condition de fonctionnement de référence DBC, les SSCs requis pour gérer les conséquences de ce DBC doivent rester opérationnels malgré les conséquences de l'agression interne.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Lorsqu'une agression interne résulte d'une condition de fonctionnement DEC-A ou DEC-B, les SSCs requis dans ces conditions doivent rester opérationnels malgré les conséquences de l'agression interne. La démonstration dans ce cas se base sur des hypothèses moins pénalisantes (voir chapitres 3.2 et 3.3 du présent volume).

Par ailleurs, les agressions internes induites par une autre agression interne et prises en compte à la conception sont les suivantes :

- inondation interne induite par une défaillance de tuyauterie (RTHE), réservoirs, pompes et vannes ;
- explosion interne induite par une RTHE : cas d'une ligne haute énergie ruptée qui viendrait impacter une ligne hydrogène située à proximité et donc initier une fuite d'hydrogène (scénario explosion) ;
- missiles induits par des défaillances de réservoirs, pompes ou vannes ;
- explosion interne induite par un incendie : cas de l'incendie agresseur de capacité sous pression pouvant engendrer une explosion interne.

2.3.3.7.2. Evènements indépendants

Compte-tenu de son caractère plausible à long terme, un départ de feu indépendant est cumulé avec une condition de fonctionnement de référence une fois l'état d'arrêt sûr atteint. Dans ce cas, des indisponibilités supplémentaires dues à la défaillance unique et à la maintenance préventive ne sont pas considérées.

Le cumul d'un départ de feu indépendant est postulé en phase long terme post-accidentelle au plus tôt 15 jours après l'événement initiateur, pour les conditions DEC-A.

Pour les conditions avec fusion du cœur DEC-B, un départ de feu indépendant en phase long terme est également considéré par choix concepteur, avec le même délai (on vérifiera qu'un départ de feu survenant au plus tôt 15 jours après l'initiateur n'entraîne pas la perte d'équipements nécessaires pour prévenir les rejets importants).

Un moyen qui aurait été récupéré, ou des moyens mobiles externes peuvent être valorisés pour la gestion de ces cumuls avec une condition DEC-A ou DEC-B. L'accessibilité et l'opérabilité des moyens de connexion doivent être assurés.

Enfin, le cumul d'un départ de feu indépendant en phase post-accidentelle long terme est retenu au plus tôt 15 jours après un séisme de référence. Il est à noter que, dans l'îlot nucléaire, les matériels sont classés de sûreté et protégés afin d'éviter qu'un départ de feu ne soit induit par le séisme. Malgré tout, la démonstration de sûreté nucléaire ne serait pas remise en cause en cas d'un départ de feu dans l'îlot nucléaire induit par un séisme, les dispositions contre l'incendie valorisées dans la démonstration de sûreté nucléaire étant dimensionnées au séisme.

2.3.3.8. Classement et qualification

Les SSCs nécessaires à la protection de l'installation contre les agressions internes (prévention ou mitigation), ou nécessaires pour prévenir les effets induits, participant à une fonction de sûreté spécifiquement conçue pour contrôler une agression interne, sont classés selon les principes définis au chapitre 2.6 du présent volume.

Lorsqu'une agression interne est la conséquence d'une condition DBC ou DEC-A, DEC-B, ou lorsqu'une agression interne induit un événement de type DBC, les SSCs requis sont, lorsque nécessaire, qualifiés aux conditions accidentelles ainsi qu'aux conditions d'ambiance résultant de l'agression interne. Conformément à l'« arrêté INB », cette qualification est proportionnée aux enjeux.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.4. PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS EXTERNES

2.4.1. OBJECTIFS DE SÛRETÉ

L'EPR NM présente une résistance élevée aux agressions externes, prises en compte de façon déterministe à la conception :

- les agressions externes de référence sont définies par des niveaux de référence (DBH) correspondant à des niveaux élevés d'agression (voir paragraphe 2.4.2.2.2 ci-après) pour lesquels l'objectif de sûreté suivant doit être respecté : absence d'impact radiologique hors-site ou alors un impact radiologique mineur (objectif de sûreté O2 de WENRA, voir chapitre 1.2 du présent volume). Les conséquences radiologiques éventuelles sont comparées aux niveaux de dose limites définis pour les accidents sans fusion du cœur ou de combustible (voir chapitre 1.2). En pratique, la vérification de cet objectif s'appuie sur la comparaison des conséquences radiologiques des agressions externes à l'ordre de grandeur des résultats obtenus pour les études concernant les conditions de fonctionnement de référence DBC4.
- les agressions externes naturelles plus sévères que les agressions externes de référence (« agressions externes extrêmes naturelles ») sont associées à l'objectif de sûreté suivant : vérification de l'absence de rejets importants ou précoces à un niveau d'agression correspondant à un niveau de plausibilité aussi faible que possible au regard des objectifs probabilistes (voir chapitre 1.2 du présent volume) et dans des conditions économiquement acceptables.

La démonstration de sûreté nucléaire associée aux agressions externes vise à démontrer l'atteinte de ces objectifs par la valorisation déterministe de dispositions de conception (voir les règles d'étude présentées dans le chapitre 3.5 du présent volume) et par les études probabilistes de sûreté (voir chapitre 3.6 du présent volume).

2.4.2. DÉMARCHE DE CONCEPTION

2.4.2.1. Principes généraux

La défense en profondeur appliquée à la protection contre les agressions externes repose avant tout sur le choix d'un site adapté, tenant compte notamment des risques d'origine naturelle ou industrielle pesant sur l'installation. Une attention appropriée sera donc portée au choix du site pour l'EPR NM dans le but de ne pas imposer d'exigences excessives à la conception du réacteur.

L'installation est protégée contre les agressions externes par une approche de base de type « cas de charge » visant à limiter les conséquences de l'agression (voir paragraphe 2.4.2.2.2 ci-après). Cette approche est complétée par une approche de cumuls de chargements plausibles (voir paragraphe 2.4.2.4 ci-après).

Les équipements peuvent être conçus pour supporter eux-mêmes le cas de charge ou le cumul de chargements, ou alors ils peuvent être protégés par la structure qui les abrite ou bénéficier du principe de séparation géographique (voir chapitre 2.1 du présent volume) s'ils sont conçus pour être redondants.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.4.2.2. Agressions externes de référence

2.4.2.2.1. Liste des agressions

Les agressions externes de référence prises en compte à ce stade de la conception de l'EPR NM sont, en cohérence avec l' « arrêté INB »²⁰ :

- les risques induits par les activités industrielles et les voies de communication (explosions, chutes d'avions) ;
- le séisme ;
- la foudre et les interférences électromagnétiques ;
- les conditions météorologiques ou climatiques (températures d'air froides ou chaudes, températures d'eau froides ou chaudes, neige, vents et tornades, projectiles induits) ;
- les inondations trouvant leur origine à l'extérieur du périmètre de l'installation (débordement de la source froide, pluie...) ;
- les agressions externes affectant la source froide principale de sûreté (comme l'arrivée massive de colmatants par exemple).

D'autres agressions pourront être définies ultérieurement en fonction du site retenu.

2.4.2.2.2. Principes généraux

2.4.2.2.2.1. Définition du niveau de référence DBH

Les niveaux d'agression à retenir pour la conception de référence doivent correspondre à un niveau de sévérité suffisamment élevé pour que les objectifs de sûreté soient atteints. Ainsi, pour EPR NM, le niveau de référence DBH associé aux agressions externes de référence est représentatif d'un événement dont la fréquence cible de dépassement est inférieure à 10^{-4} /an environ pour les agressions externes naturelles. Dans les cas où une telle fréquence est difficile à estimer sans trop d'incertitudes (cas des paramètres météorologiques par exemple), un niveau d'agression sera défini de façon à présenter un niveau de sûreté équivalent, par exemple par ajout d'une marge suffisante au niveau d'agression estimé pour une fréquence plus élevée (comme 10^{-2} /an).

Pour les activités industrielles et les voies de communication, ce niveau est fonction de la fréquence du risque liée à l'environnement industriel ainsi qu'au trafic aérien, routier, maritime et ferroviaire du site.

Les évolutions climatiques prévisibles sur la durée d'exploitation du réacteur sont prises en compte à la conception soit par des marges suffisantes dans la détermination des niveaux d'agression, soit par une conception permettant la mise en œuvre d'éventuelles modifications des équipements au cours de la vie de l'installation. Dans le cas des agressions prédictibles (c'est-à-dire les températures froides ou chaudes, l'inondation, le vent et la neige), les évolutions climatiques sont prises en compte soit par l'utilisation de moyens mobiles pouvant être mis en place dans un délai suffisant, soit par un repli préventif de l'installation. Ces dispositions mobiles sont destinées à être mises en place en cas de besoin au cours de la vie de l'installation si les évolutions de climat s'avéraient plus importantes que celles prévues à l'origine.

Dans l'attente d'un choix de site pour l'EPR NM, la phase de « basic design » se fonde sur des niveaux d'agression de découplage, représentatifs d'une conception dite « standard »

²⁰ L'incendie externe n'est pas considéré en phase de « basic design ». Le site d'implantation de l'EPR NM sera choisi de telle sorte que cette agression ne soit pas dimensionnante.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

susceptible de couvrir une large gamme de sites en France (voir Annexe 2.4 - 2 du présent chapitre). Une fois le site choisi, le niveau de conception découplé pourra être réinterrogé pour des considérations économiques tout en visant à couvrir le niveau de référence DBH.

2.4.2.2.2. Conception des SSCs – approche cas de charge

Exigences de sûreté

Les Structures, Systèmes et Composants (SSCs) requis pour prévenir et limiter les conséquences d'une agression externe de référence ainsi que les SSCs requis²¹ pour atteindre et maintenir un état d'arrêt sûr²² suite à une agression externe de référence sont dimensionnés ou protégés²³ pour rester opérationnels lors de ce transitoire (cas de charge DBH). Ce dimensionnement se base sur des méthodes et critères utilisés traditionnellement en conception, c'est-à-dire avec un niveau de conservatisme suffisant pour démontrer l'existence de marges.

Les autres SSCs contenant des substances radioactives sont également concernés par cette exigence dès lors que leur défaillance en cas d'agression externe de référence conduirait à ne pas respecter les objectifs de sûreté associés (voir paragraphe 2.4.1 ci-avant).

Principes de conception

Pour assurer dès la conception le respect des objectifs probabilistes, les systèmes et composants nécessaires à la démonstration de sûreté nucléaire dans le domaine de conception de référence et dans le domaine de conception étendu pourront, par découplage, être dimensionnés ou protégés pour rester opérationnels après une agression externe de référence (cas de charge DBH). Par ailleurs, les systèmes et composants participant à la démonstration d' « élimination pratique » ou d'exclusion de rupture sont également dimensionnés pour rester opérationnels après une agression externe de référence (cas de charge DBH).

2.4.2.2.3. Principes spécifiques

2.4.2.2.3.1. Risques induits par les activités industrielles et les voies de communication

Le référentiel EPR NM relatif aux « risques induits par les activités industrielles et les voies de communication » reprend les principes de sûreté de la RFS I.2.d relative à ces risques [27].

Les objectifs probabilistes seront potentiellement plus ambitieux que ceux de la RFS afin de satisfaire les objectifs probabilistes globaux de l'EPR NM relatifs aux rejets importants ou précoces (voir chapitre 1.2 du présent volume).

Les risques considérés sont l'explosion, l'incendie (thermique, fumées) et les rejets de substances chimiques (toxiques, corrosifs).

Concernant le risque toxique, il est vérifié que les opérateurs restent en capacité de réaliser les actions (seuil des effets irréversibles de 30 minutes).

²¹ y compris leurs systèmes support

²² Dans le cas des études d'agressions, l'état sûr visé ne correspond pas nécessairement à l'état d'arrêt sûr recherché pour les conditions de fonctionnement de référence.

²³ Pour certaines agressions comme l'inondation externe, les équipements classés de sûreté ne sont pas directement dimensionnés aux niveaux d'aléas mais protégés par des dispositions de protection dimensionnées à ces niveaux (exemple des digues pour l'inondation externe).

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.4.2.2.3.2. Chute accidentelle d'avion

La RFS I.2.a « Prise en compte des risques liés aux chutes d'avions » est respectée sur EPR NM [25].

Les objectifs probabilistes associés à la chute accidentelle d'avion seront potentiellement plus ambitieux que ceux de la RFS afin de satisfaire les objectifs probabilistes globaux de l'EPR NM relatifs aux rejets importants ou précoces (voir chapitre 1.2 du présent volume).

[]

Les effets induits directs ou indirects de la chute accidentelle d'avion sont pris en compte.

2.4.2.2.3.3. Séisme

Niveau de référence DBH

Le niveau de référence DBH correspond au Séisme Majoré de Sûreté (SMS) et est établi conformément à la RFS 2001-01 [28].

Principes de protection

Le principe de protection contre le séisme de référence est similaire à celui retenu pour l'EPR Flamanville.

Il s'appuie sur le dimensionnement au séisme de référence des SSCs requis pour atteindre et maintenir un état sûr suite au séisme. Ce dimensionnement est complété par une approche séisme événement afin d'identifier les SSCs dont la défaillance causée par les effets du séisme pourrait induire la défaillance de SSCs dimensionnés au séisme requis pour l'accomplissement des fonctions de sûreté.

2.4.2.2.3.4. Foudre et interférences électromagnétiques

Niveau de référence DBH

Le niveau d'aléa le plus élevé de la norme AFNOR NF EN 62305-1 [44] a été choisi comme niveau de référence DBH, ce qui correspond à une valeur communément retenue à l'international. Ce niveau est identique à celui de l'EPR Flamanville (valeur crête du courant égale à 200 kA).

Principes de protection

Comme pour l'EPR Flamanville, les principes de protection reposent sur :

- la canalisation et la division du courant de foudre, afin d'éviter les dommages physiques ;
- la réduction des perturbations électromagnétiques au niveau des matériels électriques ou électroniques, afin de réduire les défaillances des réseaux internes.

2.4.2.2.3.5. Grand froid (températures d'air froides, températures d'eau froides)

Niveaux de référence DBH

L'estimation d'un niveau aussi rare que la fréquence cible de dépassement de 10^{-4} /an n'est pas un exercice adapté à l'aléa « grand froid » compte tenu du faible nombre d'années d'observations.

Pour l'agression « grand froid », sur l'EPR NM, est retenu comme niveau de référence DBH la température minimale de période de retour 100 ans (borne inférieure de l'intervalle de confiance à 70 %), calculée sur la base des températures minimales mesurées au niveau d'une station météorologique représentative des conditions d'un site donné, et à laquelle on

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

applique une marge forfaitaire de -2 °C pour définir un niveau de référence DBH équivalent au niveau d'aléa correspondant à une période de retour décennale.

Principes de protection contre le grand froid – volet air

Une température minimale 7 jours de l'air (sur la base des températures moyennes minimales sur 7 jours), une température minimale journalière de l'air (sur la base des températures moyennes minimales sur 12 heures) et une température minimale instantanée de l'air de niveau de référence DBH sont calculées pour un site donné.

La température minimale 7 jours de l'air ou Température Longue Durée (TLD) est utilisée pour le dimensionnement des structures du génie civil. Elle est calculée sur la base des températures moyennes minimales sur 7 jours mais elle est appliquée en régime permanent.

La température minimale journalière de l'air est calculée sur la base des températures moyennes minimales sur 12 heures mais elle est appliquée pendant une durée de 7 jours. Cette température ne pouvant survenir que pour des périodes limitées à la fois dans le temps et en termes de fréquence, elle est utilisée pour le dimensionnement des systèmes de ventilation et de la protection contre le gel avec la prise en compte d'une durée de 7 jours.

La température minimale instantanée de l'air est utilisée pour dimensionner les matériels directement soumis aux variations de température de l'air extérieur ainsi que les systèmes de ventilation avec la prise en compte d'une durée de 6 heures.

Aussi, pour le dimensionnement des matériels directement soumis aux variations de température de l'air extérieur ainsi que pour la détermination du bilan thermique et le dimensionnement des systèmes de ventilation, on considère :

- une première phase de grand froid à la température minimale journalière de l'air ou « courte durée » pendant 7 jours ;
- une seconde phase de grand froid à la température minimale instantanée de l'air pendant les 6 dernières heures.

A noter par ailleurs que, la non-détérioration des équipements sera vérifiée a priori, à la conception, sur la base des études thermiques.

Principes de protection contre le grand froid – volet eau

Il est considéré une température minimale de l'eau de la source froide principale de sûreté de -2 °C pour les sites bord de mer et 0 °C pour les sites bord de rivière, ce qui correspond à la limite physique du phénomène.

Ces températures permettent également de caractériser des agressions spécifiques à la source froide principale de sûreté traitées au paragraphe 2.4.2.2.3.10 ci-après.

2.4.2.2.3.6. Canicule (températures d'air chaudes, températures d'eau chaudes)

Niveaux de référence DBH

L'estimation d'un niveau aussi rare que la fréquence cible de dépassement de 10⁻⁴/an n'est pas un exercice adapté à l'aléa « canicule » compte tenu du faible nombre d'années d'observations et de l'estimation des tendances climatiques.

Pour l'agression « canicule », sur l'EPR NM, est retenu comme niveau de référence DBH la température maximale de période de retour 100 ans (borne supérieure de l'intervalle de confiance à 70 %) tenant compte du changement climatique, calculée sur la base des températures maximales mesurées au niveau d'une station météorologique représentative des conditions d'un site donné, et à laquelle on applique une marge forfaitaire de 2 °C pour définir un niveau de référence DBH équivalent au niveau d'aléa correspondant à une période de retour décennale.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

La valeur de température chaude de période de retour 100 ans est calculée à horizon temporel 2100 (soit la fin d'exploitation de l'installation) en prenant en compte les scénarios « Representative Concentration Pathway » considérés dans le cinquième rapport d'évaluation sur les changements climatiques et leurs évolutions futures du Groupe d'Experts Intergouvernemental sur l'Evolution du Climat, intitulé « Changements Climatiques 2014 ».

Principes de protection contre la canicule – volet air

Une température maximale 7 jours de l'air (sur la base des moyennes sur 7 jours des températures maximales mesurées en période de canicule) et une température maximale instantanée de l'air (sur la base des températures maximales mesurées en période de canicule) de niveau de référence DBH sont définies pour un site donné.

La température maximale 7 jours de l'air ou Température Longue Durée (TLD) est considérée pour le dimensionnement des structures du génie civil en régime permanent.

La température maximale instantanée est considérée pour le dimensionnement des matériels directement soumis aux variations de température de l'air extérieur (matériels extérieurs, notamment les capteurs extérieurs) pendant une durée de 12 heures. On définit ainsi le régime « instantané ».

Pour la détermination du bilan thermique et le dimensionnement des systèmes de ventilation, on définit un régime « courte durée ».

Ce régime courte durée est caractérisé par un profil sinusoïdal enveloppe des variations de la température de l'air sur 24 heures lors d'un épisode caniculaire. Il est appliqué de manière conservative pendant 14 jours. Ce même régime « courte durée » sera appliqué pour les études thermiques des éventuels bâtiments de faible inertie.

Ce profil sinusoïdal passe par la température maximale instantanée.

A noter par ailleurs que, la non-détérioration des équipements sera vérifiée a priori, à la conception, sur la base des études thermiques.

Principes de protection contre la canicule – volet eau

Pour le dimensionnement des systèmes de la source froide principale de sûreté au niveau de référence DBH, la température maximale journalière de l'eau est définie sur la base des températures journalières pour un site donné. Elle est considérée en régime permanent.

2.4.2.2.3.7. Neige et vent (effets directs)

Neige

Niveau de référence DBH

L'évaluation d'une charge de neige associée à une période de retour décennale via la théorie des valeurs extrêmes n'est pas adéquate compte tenu du faible échantillon disponible dû à la rareté et l'intermittence de l'aléa considéré. Les experts de Météo-France, ainsi que ceux du Centre Scientifique et Technique du Bâtiment (CSTB), considèrent que les données disponibles permettent une évaluation fiable au mieux avec une période de retour de l'ordre de 100 ans, une évaluation au-delà perdant tout sens physique. Le niveau de référence DBH pour le dimensionnement à la charge de neige correspond à la charge associée à une période de retour de 100 ans (déterminée selon l'Eurocode 1-3 [45]) à laquelle on ajoute une marge forfaitaire pour définir un niveau de référence DBH équivalent au niveau d'aléa correspondant à une période de retour décennale.

Principes de protection

Pour le dimensionnement des structures du génie civil, l'Eurocode 1-3 [45] est appliqué à l'instar de l'EPR Flamanville.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Vent

Niveau de référence DBH

L'évaluation des charges de vent associées à une période de retour décennale via la théorie des valeurs extrêmes n'est pas adéquate compte tenu du faible échantillon disponible. Les experts du CSTB considèrent que les données disponibles permettent une évaluation fiable au mieux avec une période de retour de l'ordre de 200 ans. Une évaluation au-delà perd tout sens physique.

Le niveau de référence DBH correspond à la valeur associée à un niveau de retour de 200 ans (déterminée selon l'Eurocode 1-4 [46]) à laquelle on ajoute une marge forfaitaire pour définir un niveau de référence DBH équivalent au niveau d'aléa correspondant à une période de retour décennale. Le niveau de référence DBH retenu correspond à la vitesse du vent de référence « v_b » de l'Eurocode 1-4 (vitesse de référence du vent, à une hauteur de 10 m au-dessus du sol en terrain dégagé, de type « rase campagne » - terrain de catégorie II). La valeur de cette vitesse de vent se substitue à celle précisée dans l'annexe nationale de l'Eurocode définie pour une période de retour de 50 ans.

Principes de protection

Pour le dimensionnement des structures du génie civil, l'Eurocode 1-4 [46] est appliqué à l'instar de l'EPR Flamanville.

2.4.2.2.3.8. Tornade, vent et projectiles associés

En ce qui concerne le référentiel relatif à la « tornade », les niveaux de référence DBH à prendre en compte sont en cours de définition.

Pour le « basic design », seuls les projectiles associés à la tornade sont considérés (et supposés enveloppes des projectiles générés par le grand vent).

2.4.2.2.3.9. Inondations externes

Le référentiel EPR NM « inondations externes » suit les recommandations du Guide ASN n°13 « Protection des installations nucléaires de base contre les inondations externes » [24].

La démarche de protection contre les inondations externes est reconduite de celle de l'EPR Flamanville et du parc EDF en exploitation.

2.4.2.2.3.10. Agressions externes spécifiques à la source froide principale de sûreté

Frasil

Niveau de référence DBH

En l'état actuel des connaissances, la caractérisation d'un niveau de référence DBH pour l'évaluation du niveau d'aléa correspondant à une période de retour décennale n'est pas accessible, et une évaluation de la fréquence d'occurrence de l'agression frasil basée sur l'analyse statistique des températures d'eau s'avérerait trop pénalisante.

L'analyse de l'agression frasil ne fait pas l'objet d'évolution par rapport au référentiel de l'EPR Flamanville et du parc EDF en exploitation, la démarche actuelle étant jugée suffisante et à l'état de l'art.

L'agression frasil ne sera à considérer que si le site y est sensible, cette sensibilité étant déterminée de façon conservatrice à partir des chroniques de température d'eau disponibles, en considérant une marge de 2 °C par rapport à l'atteinte des conditions de surfusion. Pour les sites dont les données disponibles ne couvrent pas les hivers récents les plus froids (1985 à 1987, 1963 et 1956), l'analyse se basera sur l'analyse du retour d'expérience, sur les chroniques de température d'air et les caractéristiques hydrologiques du cours d'eau.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Principes de protection

Le principe de protection repose sur l'élimination du terme source, la solution privilégiée étant la mise en œuvre, de façon préventive, d'une recirculation d'eau chaude, associée si nécessaire au retrait de certaines grilles ne participant pas à l'accomplissement de la fonction « filtration » non protégées du frasil.

Arrivée Massive de Colmatants (AMC)

Niveau de référence DBH

En l'état actuel des connaissances et en tenant compte des enseignements tirés de récentes analyses, l'estimation d'un niveau d'agression AMC de période de retour décamillénaire n'est pas adaptée.

Le niveau retenu pour la caractérisation de l'agression de référence est déterminé sur la base :

- du recensement des évènements observés sur site ;
- de l'identification de l'évènement de colmatage le plus sévère observé ;
- du dimensionnement du filtre à chaînes.

Cette caractérisation prend en compte les incertitudes sur l'évènement observé ainsi que des marges. Par ailleurs, le flux préférentiel des colmatants vers la station de pompage de production n'est pas pris en compte, ce qui constitue un conservatisme.

Principes de protection

L'AMC de niveau de référence DBH ne doit pas conduire à la perte de la source froide principale de sûreté. La protection des fonctions « transit et filtration de l'eau brute » repose sur les systèmes de filtration avec une rotation à grande vitesse et les systèmes de lavage sans avoir recours au déclenchement des pompes de production. En support, les grilles de préfiltration protègent l'étage de filtration fine contre les gros débris. Les dégrilleurs seront classés si les études mettent en évidence que cela est nécessaire.

Plus Basses Eaux de Sécurité (PBES)

Niveau de référence DBH et principes de protection

Le référentiel et la méthodologie de l'EPR Flamanville et du parc EDF en exploitation, permettant de considérer des évènements équivalents à des évènements décamillénaires, sont directement applicables au projet EPR NM.

Prise en glace

Niveau de référence DBH et principes de protection

Le référentiel et la méthodologie de l'EPR Flamanville et du parc EDF en exploitation, permettant de considérer des évènements équivalents à des évènements décamillénaires, sont directement applicables au projet EPR NM.

L'épaisseur du couvert de glace est déterminée sur la base de la formule de Stefan en considérant un indice de gel millénaire. La vérification de l'alimentation des pompes SEC réalisée en considérant un débit d'étiage hivernal de période de retour centennale pour les sites bord de rivière, et un bas niveau d'eau du milieu naturel de période de retour centennale pour les sites bord de mer.

Ensablement/envasement

Niveau de référence DBH et principes de protection

Le référentiel et la méthodologie de l'EPR Flamanville et du parc EDF en exploitation sont directement applicables au projet EPR NM.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Hydrocarbures

Niveau de référence DBH et principes de protection

Le référentiel et la méthodologie de l'EPR Flamanville et du parc EDF en exploitation sont directement applicables au projet EPR NM.

2.4.2.3. Agressions externes extrêmes naturelles

2.4.2.3.1. Principes généraux

Les agressions externes extrêmes naturelles étudiées pour l'EPR NM sont les suivantes : le séisme, l'inondation (débordement de la source froide principale de sûreté, pluies) et la grêle éventuellement associée, les températures extrêmes (air et eau), la neige, la tornade, la foudre et les agressions externes affectant la source froide principale de sûreté.

Niveaux de protection contre les agressions externes extrêmes naturelles

Une agression externe extrême naturelle est caractérisée par un phénomène naturel plus sévère que celui associé à l'agression externe de référence. Le niveau extrême associé à l'agression correspond à un niveau de plausibilité aussi faible que possible au regard des objectifs probabilistes et dans des conditions économiquement acceptables.

Dans l'attente d'un choix de site pour l'EPR NM, la phase de « basic design » se fonde sur des niveaux d'agression de découplage, représentatifs d'une conception dite « standard » susceptible de couvrir une large gamme de sites en France (voir Annexe 2.4 - 2 du présent chapitre). Une fois le site choisi, le niveau de conception découplé pourra être réinterrogé pour des considérations économiques tout en visant à couvrir le niveau extrême.

Exigences de sûreté

Les SSCs requis pour prévenir et gérer les conséquences d'une agression externe extrême naturelle et les SSCs participant à la démonstration d' « élimination pratique », y compris les systèmes support, sont conçus pour démontrer l'absence de rejets importants ou précoces et donc pour rester opérationnels à un niveau d'agression correspondant à un niveau de plausibilité aussi faible que possible au regard des objectifs probabilistes et dans des conditions économiquement acceptables.

Les autres SSCs contenant des substances radioactives sont également concernés par cette exigence dès lors que leur défaillance en cas d'agression externe extrême naturelle conduirait à ne pas respecter les objectifs de sûreté associés.

Principes de conception

Les conséquences d'une agression externe extrême naturelle sur l'environnement de l'installation sont traduites à la conception par un scénario enveloppe de cumul d'un manque de tension externe et de la perte totale de la source froide principale de sûreté pour les deux unités de production du site [].

Une analyse fonctionnelle de ce scénario enveloppe est réalisée, et complétée si besoin par des études thermohydrauliques, afin de déterminer la liste des SSCs valorisés.

Ainsi, pour assurer dès la conception le respect des objectifs probabilistes, les SSCs valorisés en première approche sont :

- les systèmes et composants assurant la prévention de la fusion du cœur ou du combustible (et par voie de conséquence l'absence de rejets importants ou précoces) en cas de manque de tension externe cumulé à la perte totale de la source froide principale de sûreté et secourus électriquement par la source interne alternative de puissance diversifiée ;
- les équipements du circuit primaire principal et du circuit secondaire principal

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

nécessaires pour assurer les fonctions de sûreté ;

- les systèmes et composants permettant la mitigation des accidents avec fusion du cœur ;
- les systèmes et composants valorisés dans la démonstration d' « élimination pratique » (au moins une ligne de défense) ;
- les structures abritant ces équipements.

La liste détaillée des SSCs valorisés est présentée en Annexe 2.4 – 3.

2.4.2.3.2. Principes spécifiques

Selon les équipements et selon les agressions, des marges sont ainsi prises dans la conception de référence afin de démontrer la capacité des équipements à réaliser la ou les fonction(s) de sûreté pour la(les)quelle(s) ils sont requis dans le cas d'une agression externe extrême naturelle. Cette démonstration peut se baser sur des hypothèses, données et critères réalistes et des méthodes de calcul physiques.

2.4.2.3.2.1. Séisme extrême

Niveau extrême

Le séisme extrême est caractérisé par un niveau significativement supérieur à celui du séisme de référence DBH (niveau de plausibilité aussi faible que possible au regard des objectifs probabilistes de l'EPR NM et dans des conditions économiquement acceptables).

Principes de protection

Les marges existant dans la définition du niveau de référence DBH et dans les méthodes de dimensionnement ainsi que des considérations probabilistes sont utilisées afin de vérifier la tenue du matériel à un niveau d'agression supérieur avec un niveau de confiance élevé selon la méthode décrite en Annexe 2.4 – 1 du présent chapitre.

2.4.2.3.2.2. Inondation externe extrême

Niveaux extrêmes

Les niveaux d'inondation externe extrême sont déterminés selon l'approche mise en œuvre sur le parc EDF en exploitation.

Concernant la grêle associée à l'inondation, les grêlons considérés ont les caractéristiques suivantes :

- diamètre = 50 mm ;
- vitesse = 32 m/s ;
- densité de l'ordre de 0,9 g/cm³.

Principes de protection

La protection contre l'inondation externe extrême est assurée de la manière suivante :

- pour le risque d'inondation de la plate-forme par la pluie ou un séisme extrême : des dispositions sont prises pour éviter l'entrée d'eau dans les bâtiments du périmètre à protéger (par exemple : seuils, batardeaux devant les portes d'accès extérieures, calfeutrement des trémies) calées selon la hauteur de lame d'eau extrême sans marge additionnelle ;
- pour le risque de débordement de la source froide principale de sûreté : à ce stade du « basic design », il est fait l'hypothèse d'une plate-forme dont le niveau

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

est supérieur au niveau extrême de la source froide principale de sûreté.

La protection contre la grêle est assurée de la manière suivante :

- le risque d'inondation externe par bouchage des évacuations d'eau SEO par les grêlons est couvert par le niveau d'inondation externe extrême de la plate-forme ;
- la robustesse aux grêlons des composants requis en cas d'agression externe extrême naturelle et situés à l'extérieur des bâtiments et des ouvrages de génie civil est justifiée par le caractère enveloppe du niveau de tornade extrême et des projectiles associés.

2.4.2.3.2.3. Températures extrêmes

Niveaux extrêmes

Les niveaux de températures extrêmes doivent prendre en compte une marge de 2 °C par rapport aux valeurs absolues des niveaux de référence DBH.

Principes de protection

La protection contre les températures extrêmes est assurée de la manière suivante :

- lors de la conception, les niveaux de températures extrêmes sont pris en compte avec des hypothèses réalistes (par exemple : considérer en service les seuls équipements de la liste des SSCs requis, fonctionnement de certains équipements à une température exceptionnelle sur une durée limitée...) ;
- si nécessaire, étant donné le caractère prédictible des agressions canicule et grands froids, un repli préventif est potentiellement valorisé dans la vérification de la capacité de ces systèmes à assurer leur fonction. Dans la situation d'un repli préventif, les températures associées au critère de repli sont prises en compte pour le fonctionnement des systèmes valorisés dans l'étude sur une durée limitée (de l'ordre de 24 heures à compter du début du repli). Au-delà de cette durée, ce sont les températures extrêmes qui sont prises en compte.

2.4.2.3.2.4. Neige extrême

Niveau extrême

Le niveau neige extrême est le niveau de référence DBH auquel on applique une marge forfaitaire.

Principes de protection

La protection contre la neige extrême est assurée de la manière suivante :

- les structures de la liste des SSCs requis sont vérifiées avec le niveau de neige extrême ;
- si nécessaire, le déneigement de certains bâtiments pour justifier la robustesse au-delà du niveau de neige de référence DBH est valorisé.

2.4.2.3.2.5. Tornade extrême

Niveau extrême

Le niveau de tornade extrême retenu est EF4 (sur l'échelle Enhanced Fujita) pour les situés en zone océanique, et EF3 pour tous les autres sites nucléaires en France.

Principes de protection

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

La protection contre la tornade extrême est assurée par la vérification des structures de la liste des SSCs requis et des protections de ces SSCs au niveau de tornade extrême.

2.4.2.3.2.6. Foudre extrême

Niveau extrême

Le niveau de foudre extrême a les caractéristiques suivantes :

- le niveau de conception est égal au courant crête de 300 kA (premier choc positif), soit la limite physique du phénomène pour les climats tempérés ;
- ce niveau est associé notamment aux autres paramètres suivants : l'énergie spécifique (premier choc positif), prise égale à 45 MJ/Ω, et la charge (coup de foudre longue durée), prise égale à 700 C.

Principes de protection

Les principes de protection contre la foudre extrême sont reconduits de ceux mis en œuvre sur le parc EDF en exploitation.

2.4.2.3.2.7. Agressions externes extrêmes affectant la source froide principale de sûreté

Les agressions externes extrêmes naturelles affectant la source froide principale de sûreté sont celles susceptibles de conduire à la perte totale de la source froide principale de sûreté pour les deux unités de production du site [].

En pratique, le niveau extrême pour les agressions de la source froide principale de sûreté ne fait pas l'objet d'une évaluation, dans la mesure où la source froide diversifiée (décrite au chapitre 8 du volume 2), valorisée en situation de perte de la source froide principale de sûreté, n'est pas sensible à ces agressions.

2.4.2.4. Cumuls plausibles

La conception de l'EPR NM prend en compte les cumuls plausibles des paragraphes suivants.

2.4.2.4.1. Situations météorologiques combinant plusieurs phénomènes physiques

Exigences de sûreté

Selon les sites, différents types de situations météorologiques combinant plusieurs phénomènes peuvent être pris en compte comme par exemple une situation de type tempête pouvant conduire à une inondation.

Dans tous les cas, il convient de vérifier que les dispositions de prévention ou de mitigation des phénomènes concernés sont capables de remplir leur fonction lors de telles situations météorologiques.

Les combinaisons entre agressions externes considérées sur l'EPR NM à ce stade sont les suivantes :

- la foudre et l'inondation externe ;
- l'AMC induite par une inondation externe ;
- l'AMC induite par les basses eaux (agression spécifique à la source froide principale de sûreté) pour les sites bord de mer et estuaire ;
- l'AMC induite par le vent fort ;
- l'inondation externe induite par le vent fort ;

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- les grands froids et le fragil (agression spécifique à la source froide principale de sûreté) ;
- les grands froids et les basses eaux ;
- les basses eaux induites par la sécheresse pour les sites bord de rivière pour lesquels le cours d'eau n'est pas régulé par un ouvrage hydraulique.

2.4.2.4.2. Evénements internes induits par les agressions externes de référence

Exigences de sûreté

La démarche de protection contre les agressions externes de référence par une approche de type cas de charge permet de limiter les effets induits d'une agression externe.

Cependant, malgré les dispositions de conception qui sont prises, il est possible qu'un événement de type DBC3-4 soit induit par une agression externe de référence. Des études fonctionnelles de vérification menées avec les règles du chapitre 3.5 du présent volume permettent alors de s'assurer, in fine, que les objectifs de sûreté sont respectés.

C'est le cas par exemple d'un Manque De Tension Externe (MDTE) de longue durée. Ainsi, les SSCs requis dans ce cas doivent être conçus pour rester opérationnels en cas d'agression externe de référence et la situation est étudiée avec les règles présentées au chapitre 3.5 du présent volume. De même, les SSCs nécessaires à la mitigation d'une agression externe de référence doivent rester opérationnels malgré un manque de tension externe lorsqu'il y a un lien entre les deux. Le MDTE est considéré comme potentiellement induit par les grands froids, la canicule, le vent fort, la tornade, le séisme et l'inondation externe :

- MDTE « fonctionnel » pour les grands froids et la canicule (dysfonctionnement du réseau ou tout au moins de la partie du réseau à laquelle le site est rattaché) susceptible de survenir étant donné la fragilité du réseau pendant une période de grands froids ou de canicule ;
- MDTE « matériel » (défaillance d'un ou plusieurs ouvrages constituant la liaison entre le site et le réseau) pour le vent fort, la tornade, le séisme et l'inondation externe.

2.4.2.4.3. Agressions induites par les agressions externes de référence

Les agressions induites par le séisme sont les suivantes :

- l'inondation externe ;
- les basses eaux pour les sites bord de rivière ;
- l'explosion interne ;
- les défaillances de tuyauteries, réservoirs, pompes ou vannes ;
- l'inondation interne ;
- l'incendie (hors de la partie nucléaire de l'installation) ; les départs de feu indépendants après séisme sont traités au chapitre 2.3 du présent volume.

Les autres cumuls suivants sont également pris en compte :

- l'inondation externe induite par la chute d'avion accidentelle ;
- l'inondation externe induite par les activités industrielles et les voies de communication : cas d'une inondation externe induite par une explosion externe liée aux activités industrielles et aux voies de communication autour du site ;

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- l'explosion interne induite par le vent fort ;
- l'explosion interne induite par la foudre ;
- l'incendie interne induit par la foudre.

Les effets directs (incendie, inondation, projectiles) et indirects induits par la chute d'avion accidentelle (aviation générale) sont également analysés.

2.4.2.4.4. Événements induits par les agressions externes extrêmes naturelles

Exigences de sûreté

La démonstration de sûreté nucléaire doit prendre en compte les effets induits des agressions externes extrêmes naturelles.

Principes de conception

Pour couvrir les événements pouvant être induits par une agression externe extrême naturelle, un scénario accidentel conventionnel défini comme le cumul d'un manque de tension externe et de la perte totale de la source froide principale de sûreté pour les deux unités de production du site [] est retenu.

Les règles d'étude associées sont présentées au chapitre 3.5 du présent volume.

La conception vise par ailleurs à limiter les effets induits (de type chutes de charge, choc, fouettement, inondation, incendie, explosion) par la définition de règles d'installation ayant pour objectif de séparer les SSCs requis en cas d'agression externe extrême naturelle de leurs agresseurs potentiels. Si nécessaire, la stabilité et l'intégrité des agresseurs potentiels sont vérifiées avec des méthodes et hypothèses réalistes adaptées à l'enjeu. En cas de risque d'endommagement d'un SSC requis, la conception est modifiée avec de supprimer ce risque (déplacement ou protection du SSC requis).

2.4.2.4.5. Cumuls d'événements indépendants

Exigences de sûreté pour les cumuls plausibles

Des événements indépendants sont cumulés si la durée d'au moins un événement est significative. On distingue la durée de l'agression, et la durée d'une condition de fonctionnement.

Les conditions de fonctionnement de référence DBC3-4 et les conditions de fonctionnement avec défaillances multiples DEC-A qui ne sont pas induites par les agressions externes de référence sont ainsi étudiées en considérant un cumul indépendant avec des températures de fréquence plus élevée que la fréquence associée au niveau de référence DBH (par exemple températures centennales,). Les règles d'étude associées sont présentées aux chapitres 3.1 et 3.2 du présent volume.

La phase post-accidentelle de certaines conditions de fonctionnement DBC ou DEC-A/DEC-B peut durer plusieurs mois. C'est le cas des situations résultant de brèches sur le circuit primaire par exemple ou des accidents avec fusion du cœur. Pour ces situations, le cumul avec un événement externe ponctuel et de fréquence plus élevée que la fréquence associée au niveau de référence DBH (comme le séisme centennal par exemple) doit être pris en compte en phase long terme.

Les éventuels transitoires induits par la canicule ou le grand froid sont quant à eux étudiés avec des températures de niveau de référence DBH.

Cumuls conventionnels

Au-delà des cumuls plausibles identifiés ci-dessus, d'autres cumuls, non plausibles, sont considérés de façon conventionnelle à la conception. Il s'agit :

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- du cumul du séisme de référence avec toutes les conditions de fonctionnement de référence DBC associées au réacteur au titre des règles d'étude, même lorsque la condition de fonctionnement n'est pas induite par le séisme (voir chapitre 3.1 du présent volume). Lorsque cela est possible, on pourra procéder de même pour d'autres agressions afin de simplifier la démonstration de sûreté nucléaire.
- du cumul d'un accident de perte de réfrigérant primaire (APRP) DBC4 avec le séisme de référence DBH pour le dimensionnement des structures et des composants mécaniques : ce cumul, compte-tenu de son caractère non plausible, est étudié sur la base d'une combinaison quadratique des chargements.

Par ailleurs, au titre de la défense en profondeur, les cumuls suivants sont considérés :

- incendie et grands froids : le grand froid n'est pas l'initiateur d'un incendie. Cependant, la disponibilité des moyens classés de protection contre l'incendie doit être vérifiée en période de grand froid ;
- incendie et canicule : la canicule n'est pas l'initiateur d'un incendie. Cependant, la disponibilité des moyens classés de protection contre l'incendie doit être vérifiée en période de canicule.

2.4.2.5. Classement et qualification

Les SSCs dédiés à la protection de l'installation contre les agressions externes (prévention ou mitigation), ou nécessaires pour prévenir les effets induits, doivent être classés selon les principes définis au chapitre 2.6 du présent volume.

De même, ils doivent être qualifiés de telle sorte qu'ils soient capables de remplir leur fonction dans les conditions d'environnement résultant de l'agression externe et de ses effets induits, en particulier dans le cas du séisme.

Les SSCs qui ne sont pas dédiés à la protection contre les agressions externes sont classés et qualifiés pour les conditions accidentelles dans lesquels ils sont requis (voir chapitres 2.6 et 2.7 du présent volume). Si ces conditions sont le résultat d'une agression externe, la qualification aux conditions accidentelles doit prendre en compte les conditions d'environnement résultant de l'agression et de ses effets induits.

Conformément à l' « arrêté INB », la qualification est proportionnée aux enjeux.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE**ANNEXE 2.4 - 1 : METHODE ENVISAGEE POUR L'AGRESSION EXTERNE
EXTREME SEISME**

[]

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE**ANNEXE 2.4 - 2 : NIVEAUX D'AGRESSION PRIS EN COMPTE A LA
CONCEPTION – DESIGN STANDARD**

[]

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE**ANNEXE 2.4 - 3 : METHODOLOGIE ET DEFINITION DES SSCS REQUIS EN CAS
D'AGRESSIONS EXTERNES EXTREMES NATURELLES**

[]

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.5. COMPOSANTS NON RUPTIBLES, EXCLUSION DE RUPTURE, SITUATIONS « PRATIQUEMENT ELIMINEES » ET PERTE TOTALE DES ALIMENTATIONS ELECTRIQUES

Ce chapitre présente les dispositions prises à la conception pour exclure la défaillance de certains composants (composants dits « non ruptibles ») et pour exclure la rupture de certaines tuyauteries (démarche dite d'exclusion de rupture).

Il présente par ailleurs la démarche d' « élimination pratique » de certaines situations pouvant conduire à des rejets importants et précoces ainsi que le cas particulier de la Perte Totale des Alimentations Electriques (PTAE).

2.5.1. COMPOSANTS NON RUPTIBLES

Les équipements sous pression nucléaires (voir chapitre 2.3 du volume 2) dits « non-ruptibles » sont identifiés comme étant des équipements dont la défaillance peut conduire à des situations pour lesquelles il n'existe pas de mesures permettant de ramener l'installation dans un état d'arrêt sûr. Conformément aux dispositions de l'arrêté ESPN (voir chapitre 1.1 du présent volume), des précautions particulières de conception, approvisionnement, réalisation, et contrôle sont appliquées à ces équipements, suivant les exigences du RCC-M de niveau 1 (voir chapitre 2.12 du présent volume), et complétées en tant que de besoin par la spécification d'équipement. Par ailleurs, ces équipements font l'objet d'un suivi particulier en exploitation.

Les dispositions mises en œuvre pour l'EPR Flamanville seront reconduites pour l'EPR NM.

Les composants non ruptibles sont identifiés au chapitre 2.3 du volume 2.

2.5.2. EXCLUSION DE RUPTURE

La démarche d'exclusion de rupture mise en œuvre à la conception de l'EPR Flamanville, est également retenue sur EPR NM [].

2.5.2.1. Démarche d'exclusion de rupture

L'exclusion de rupture consiste à exclure certains événements initiateurs considérés comme extrêmement improbables, compte tenu du renforcement des dispositions de conception, de fabrication, d'installation et de contrôle d'une part, et de surveillance en service d'autre part.

Pour les tuyauteries qui respectent les exigences du référentiel exclusion de rupture, le caractère hautement hypothétique du risque de rupture permet de ne pas postuler ces ruptures dans la liste des conditions de fonctionnement de référence DBC.

Les ruptures des tuyauteries connectées aux tuyauteries exclusion de rupture sont prises en compte dans la conception et dans la démonstration de sûreté nucléaire, au titre du 3^e niveau de défense en profondeur, en tant que conditions de fonctionnement de référence DBC avec les règles déterministes associées.

[]

2.5.2.2. Renforcement des dispositions de conception, fabrication, inspection des tuyauteries

[]

De plus, [] autant que faire se peut :

- le tracé doit être simple et court ;
- le nombre de joints soudés doit être limité.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.5.2.3. Conception des composants mécaniques dans une démarche d'exclusion de rupture

De manière générale, dans une conception avec exclusion de rupture, la conception mécanique des équipements, notamment la vérification de l'intégrité des composants et celle de leurs structures internes, est limitée à la prise en compte de la rupture des tuyauteries connectées aux tuyauteries principales qui ne sont pas en exclusion de rupture.

En particulier, cela a des conséquences directes sur le dimensionnement mécanique des structures qui sont concernées par les effets dynamiques induits par l'ouverture de la rupture (onde de pression, effet de jet, fouettement) [].

2.5.2.3.1. Structures internes des composants du circuit primaire

[]

2.5.2.3.2. Structures internes des secondaires GV

[]

2.5.2.3.3. Structures internes de l'enceinte

[]

2.5.2.4. Prise en compte des ruptures de tuyauteries au titre de la défense en profondeur

Au titre de la défense en profondeur, la rupture des tuyauteries [] est toutefois prise en compte dans la conception, avec des hypothèses appropriées [].

2.5.2.4.1. Dimensionnement du débit d'injection de sécurité

[]

2.5.2.4.2. Dimensionnement de l'enceinte de confinement

[]

2.5.2.4.3. Définition du profil de qualification dans l'enceinte

[]

2.5.2.4.4. Dimensionnement du supportage des gros composants

[]

2.5.3. SITUATIONS « PRATIQUEMENT ELIMINEES »

2.5.3.1. Définition de l' « élimination pratique »

Une situation est dite « pratiquement éliminée » dans la conception de l'installation quand des dispositions de conception sont mises en œuvre afin que :

- cette situation soit physiquement impossible, ou bien ;
- si cette impossibilité physique ne peut être démontrée, cette situation soit rendue extrêmement improbable avec un haut degré de confiance.

Bien que ces deux critères soient acceptables pour démontrer l' « élimination pratique » d'une situation, le premier critère est privilégié.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Une situation « pratiquement éliminée » fait partie des situations susceptibles de conduire à des rejets importants et précoces, c'est-à-dire conformément à l' « arrêté INB » (article 3.9), « avec une cinétique qui ne permettrait pas la mise en œuvre à temps des mesures nécessaires de protection des populations ». La démarche d' « élimination pratique » peut aussi être appliquée au cas par cas pour des situations correspondant à des rejets importants et tardifs.

La démonstration d' « élimination pratique » est d'abord fondée sur des arguments déterministes, et complétée si nécessaire par des analyses probabilistes.

2.5.3.1.1. Démonstration déterministe

La justification de l' « élimination pratique » par des arguments déterministes repose essentiellement sur la mise en œuvre de dispositions concrètes de conception de l'installation (c'est-à-dire procédés de fabrication, ajout ou classement de composants ou de signaux de contrôle-commande...), renforcées, le cas échéant, par des dispositions opérationnelles (c'est-à-dire procédures de conduite, contrôle et inspection en service...).

Ces dispositions de conception participent au renforcement des niveaux de défense en profondeur impliqués dans la prévention de la situation à « éliminer pratiquement ». Ces dispositions doivent être clairement identifiées à la conception et soumises à un suivi en exploitation afin que leur efficacité soit assurée tout au long de la vie de l'installation. Par conséquent, ces dispositions seront classées de sûreté (voir paragraphe 2.5.3.3 ci-après).

Les analyses déterministes support à la démonstration d' « élimination pratique » correspondent :

- soit à des analyses fonctionnelles qualitatives, éventuellement complétées par des évaluations quantitatives démontrant le bon dimensionnement des systèmes ;
- soit à des études thermohydrauliques dédiées, faites sur la base d'hypothèses et méthodes de calcul réalistes, complétées au besoin par des analyses de sensibilité.

2.5.3.1.2. Evaluation probabiliste complémentaire

L'évaluation probabiliste consiste généralement en une évaluation de la fréquence d'occurrence de la situation redoutée. Dans ce cas, la démonstration du caractère extrêmement improbable de cette situation est un moyen de compléter l'approche déterministe d' « élimination pratique ».

Les évaluations probabilistes sont réalisées avec des hypothèses et des calculs supports réalistes (voir aussi chapitre 3.6 du présent volume).

2.5.3.1.3. Risques associés aux actions et aux erreurs humaines ainsi qu'aux agressions internes et externes

L'approche d' « élimination pratique » mise en œuvre sur EPR NM considère d'éventuelles erreurs humaines, notamment au travers de la prise en compte dans les modèles des Etudes Probabilistes de Sûreté (EPS) :

- de la probabilité d'indisponibilités de matériels qui pourraient être dues à des erreurs humaines pré-accidentelles ;
- des probabilités d'échec de la mise en œuvre des parades par l'opérateur.

Les dispositions d' « élimination pratique » sont par ailleurs dimensionnées ou protégées contre les agressions pour autant qu'elles soient valorisées dans des situations générées par ces agressions.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.5.3.2. Liste des situations « pratiquement éliminées »

Deux catégories de situations « pratiquement éliminées » sont distinguées dans la conception de l'EPR NM :

- les combinaisons de défaillances conduisant à des conséquences inacceptables ;
- les accidents avec fusion du cœur qui conduisent à la perte du confinement au premier rang desquels les phénomènes physiques rapides et énergétiques susceptibles de conduire à une défaillance importante et précoce du confinement.

La liste des situations « pratiquement éliminées » analysées dans la phase de « basic design » de l'EPR NM est présentée ci-dessous.

2.5.3.2.1. Combinaisons de défaillances conduisant à des conséquences inacceptables

Il s'agit des situations suivantes :

- la fusion du combustible dans la piscine de stockage du combustible utilisé suite à son découverture ;
Note : selon les cas, la fusion du combustible dans la piscine de stockage du combustible utilisé peut conduire à des rejets importants et tardifs ;
- l'insertion rapide de réactivité, c'est-à-dire les dilutions hétérogènes ;
- les accidents avec bipasse de l'enceinte de confinement menant à la fusion du cœur : c'est-à-dire les pertes de réfrigérant primaire hors de l'enceinte de confinement (V-LOCA) par rupture de systèmes connectés au circuit primaire et les ruptures de tubes de générateur de vapeur non maîtrisées.

Les dispositions mises en place pour prévenir ce type de situations sont les suivantes : dispositions anti-vidange ou dispositions d'exclusion de fuite, moyens d'appoint en eau à la piscine de stockage du combustible utilisé, signaux d'isolement du système de contrôle chimique et volumétrique (RCV) sur détection d'une dilution par les boremètres, isollements de systèmes connectés au circuit primaire (RIS, RCV...) sur détection de fuites...

2.5.3.2.2. Accidents avec fusion du cœur avec perte du confinement ou bipasse de l'enceinte

Il s'agit des situations suivantes :

- les accidents avec fusion du cœur et ruine précoce de l'enceinte : c'est-à-dire par fusion du cœur à haute pression et échauffement direct de l'enceinte de confinement, par explosion vapeur en cuve ou hors cuve, ou par détonation hydrogène ;
- les accidents avec fusion du cœur survenant dans les états d'arrêt avec enceinte de confinement ouverte ;
- les accidents avec fusion du cœur menant à un bipasse de l'enceinte de confinement : c'est-à-dire les séquences de fusion du cœur avec ruptures de tubes de générateur de vapeur et les séquences d'accidents graves avec échec de l'isolement enceinte.

Les dispositions mises en place pour prévenir ce type de situations sont typiquement les suivantes : vannes de décharge du pressuriseur, géométrie du puits de cuve (puits de cuve

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

sec), recombineurs catalytiques d'hydrogène, signaux d'isolement enceinte et vannes associées.

2.5.3.3. Classement des dispositions participant à l'« élimination pratique »

Les situations « pratiquement éliminées » sont des situations de combinaisons de défaillances ou d'accident avec fusion du cœur. Ceci justifie le fait que les fonctions nécessaires à leur prévention relèvent, par défaut, de la catégorie de sûreté 3 (Cat3) et les dispositions matérielles associées relèvent de la classe de sûreté 3 (S3) respectivement. Ce classement est également cohérent avec celui retenu pour les systèmes et composants valorisés dans les conditions de fonctionnement avec défaillances multiples DEC-A et les conditions de fonctionnement avec fusion du cœur DEC-B (voir chapitre 2.6 du présent volume).

Par ailleurs, la démonstration « d'élimination pratique » ne peut être dissociée du reste de la démonstration de sûreté nucléaire basée sur le concept de défense en profondeur. Des fonctions et équipements déjà classés de sûreté au titre des études de conditions de fonctionnement (notamment DBC) contribuent, en particulier, à la justification de « l'élimination pratique » des situations correspondant à une combinaison de défaillances. A titre d'exemple :

- les dispositions matérielles permettant de prévenir les situations de dilution hétérogène externe (isollements) peuvent être déjà valorisées pour l'atteinte de l'état contrôlé dans des études de conditions de fonctionnement de référence et classées à ce titre S1 ;
- les dispositions matérielles automatiques et passives identifiées pour permettre d'« éliminer pratiquement » les accidents de perte de réfrigérant primaire extérieur enceinte peuvent être déjà valorisées pour l'atteinte de l'état contrôlé ou de l'état sûr dans des études de conditions de fonctionnement de référence et classées à ce titre S1 ou S2.

Le critère de catégorisation en Cat3 des fonctions nécessaires à la prévention des situations « pratiquement éliminées » constitue ainsi le niveau de classement de base s'appliquant notamment à des dispositions matérielles participant à « l'élimination pratique » qui ne seraient pas déjà classées par ailleurs. Il permet de faire porter des exigences de conception, de réalisation et d'exploitation adaptées aux dispositions permettant « l'élimination pratique » et en adéquation avec les analyses déterministes menées au cas par cas pour l'identification de ces dispositions.

2.5.4. PERTE TOTALE DES ALIMENTATIONS ELECTRIQUES (PTAE)

Compte tenu d'une conception essentiellement basée sur des moyens actifs (donc nécessitant notamment une alimentation électrique), un objectif important pour l'EPR NM est la robustesse des systèmes électriques.

Les dispositions prises au niveau de la protection contre les agressions internes et externes de référence (voir chapitres 2.3 et 2.4 du présent volume) permettent d'exclure de la démonstration déterministe le risque de perte totale des alimentations électriques en cas d'agression.

Par ailleurs, à titre d'hypothèses de découplage, les dispositions prises pour la protection contre les agressions externes extrêmes naturelles, définies au chapitre 2.4 du présent volume, permettent également d'exclure dans ces situations une perte totale des alimentations électriques. Ceci permet de garantir le respect, in fine, des objectifs de sûreté probabilistes (risque de fusion du combustible, toutes agressions confondues, inférieur à 1×10^{-5} par réacteur et par an et rejets importants ou précoces rendus extrêmement improbables avec un haut degré de confiance).

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Les dispositions retenues pour la conception des systèmes électriques (voir chapitre 6 du volume 2) permettent également de rendre extrêmement improbables avec un haut degré de confiance les rejets résultant de situations de perte totale des alimentations électriques par défaillances intrinsèques.

De plus, des dispositions de conception permettent de rendre le réseau interne de distribution de courant alternatif ainsi que les sources alternatives de puissance robustes aux perturbations électriques (voir chapitre 6 du volume 2), et ainsi non plausible la perte totale des alimentations électriques comme conséquence d'un scénario de perturbations électriques.

La vérification de l'efficacité des dispositions mises en œuvre sera apportée par les études d'agression, les analyses de conformité des systèmes électriques aux exigences de sûreté ainsi que par les études probabilistes de sûreté dont les résultats seront présentés dans le rapport préliminaire de sûreté support à la demande d'autorisation de création.

En complément de cette démonstration, il sera vérifié que l'efficacité du confinement reste assurée pendant au moins 24 heures en cas d'accident de fusion du cœur avec perte totale des alimentations électriques. Cette étude [] sera présentée en complément du Rapport Préliminaire de Sûreté lors de son instruction.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.6. CLASSEMENT DES ELEMENTS IMPORTANTS POUR LA PROTECTION

2.6.1. PRÉAMBULE

Conformément à l' « arrêté INB », les Systèmes, Structures et Composants (SSCs) classés de sûreté font partie des Eléments Importants pour la Protection (EIP).

Dans la suite du chapitre, lorsque la phrase concerne des moyens de manière générale (classés de sûreté ou non), le terme SSC est utilisé. Lorsque la phrase concerne des moyens classés de sûreté, le terme EIP est utilisé.

Le présent chapitre ne traite que des fonctions et SSCs en lien avec les risques radiologiques.

2.6.2. INTRODUCTION

Le classement de sûreté des SSCs permet de garantir qu'ils sont conçus, fabriqués et suivis en exploitation avec un niveau de qualité correspondant à leur importance dans la démonstration de sûreté nucléaire.

Les SSCs à classer sont principalement identifiés à partir des fonctions qu'ils réalisent. Ces fonctions sont catégorisées selon leur importance pour la sûreté.

Le classement des SSCs est fondé sur des méthodes déterministes.

La Figure 1 présente les étapes principales à suivre pour classer les SSCs et leur attribuer des exigences, à savoir :

- une analyse fonctionnelle permet de catégoriser les fonctions selon les conditions dans lesquelles elles sont requises. Cette analyse s'appuie sur l'ensemble des études nécessaires à la démonstration de sûreté nucléaire, en particulier les études des conditions de fonctionnement de référence DBC et DEC, ainsi que les études d'agressions internes/externes, et permet l'identification des fonctions nécessaires au respect de tous les objectifs de sûreté radiologiques ;
- les SSCs requis pour réaliser une fonction catégorisée sont identifiés et classés en conséquence ;
- des exigences sont associées aux SSC classés de façon à garantir qu'ils pourront satisfaire leur fonction de sûreté avec le niveau de performance et de fiabilité requis.

2.6.3. IDENTIFICATION ET CATEGORISATION DES FONCTIONS DE SURETE

2.6.3.1. Identification des fonctions de sûreté

L'identification des fonctions de sûreté est issue d'une analyse fonctionnelle (voir chapitre 3.4 du présent volume) et leur catégorisation est fondée sur les différents niveaux de défense en profondeur. Ce principe permet d'assurer la maîtrise des fonctions fondamentales de sûreté dans les différents états de fonctionnement de l'installation.

2.6.3.2. Catégorisation des fonctions de sûreté

Les fonctions de sûreté, incluant les fonctions support, sont catégorisées selon leur importance, dans 3 catégories. La catégorie la plus élevée est associée à un niveau d'exigences maximal. La catégorisation des fonctions est établie en cohérence avec :

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- les conséquences de leur défaillance pour la démonstration de sûreté nucléaire ;
- la fréquence estimée de sollicitation ;
- le temps disponible pour les mettre en œuvre ainsi que de la durée durant laquelle elles doivent être assurées, notamment pour l'atteinte d'un état contrôlé ou d'un état sûr.

Catégorie de sûreté 1 (Cat1) :

- fonctions requises pour atteindre l'état contrôlé³¹ d'une condition de fonctionnement de référence DBC2-4 ;
- fonctions de protection de composants d'un système requis pour l'atteinte de l'état contrôlé en condition de fonctionnement de référence DBC et ayant priorité sur des fonctions Cat1 ;
- fonctions requises en condition de fonctionnement de référence DBC2-4 pour assurer le confinement statique de la zone dans laquelle le transitoire est initié.

Catégorie de sûreté 2 (Cat2) :

- fonctions requises durant les 24 premières heures suivant un initiateur pour atteindre et maintenir l'état d'arrêt sûr³² en condition de fonctionnement de référence DBC ;
- fonctions requises en condition de fonctionnement de référence DBC2-4 avant 24h pour assurer le confinement statique d'une zone périphérique à la zone dans laquelle le transitoire est initié ;
- fonctions requises en condition de fonctionnement de référence DBC2-4 avant 24h pour assurer le confinement dynamique (d'une partie) d'un bâtiment.

Catégorie de sûreté 3 (Cat3) :

- fonctions requises pour limiter les conséquences d'une condition de fonctionnement avec défaillances multiples DEC-A ;
- fonctions requises pour limiter les conséquences d'une condition de fonctionnement avec fusion du cœur DEC-B y compris les informations nécessaires à la gestion de la conduite accidentelle associée ;
- fonctions de limitation mises en place pour éviter les déclenchements d'Arrêt Automatique Réacteur (AAR), en cas de sortie du diagramme de fonctionnement normal (voir chapitre 2 du volume 3) ;
- fonctions de surveillance des principaux paramètres pris en compte comme conditions initiales des études des conditions de fonctionnement ;
- fonctions conçues pour surveiller la disponibilité de fonctions Cat1 ou Cat2 (excepté les équipements requis pour réaliser les essais périodiques qui peuvent être Non Classé (NC)) ;
- fonctions de surveillance délivrant les informations permettant de vérifier l'atteinte et le maintien de l'état maîtrisé dans les conditions de fonctionnement avec fusion du cœur DEC-B et nécessaires à l'initiation des actions de protection des populations par les autorités publiques ;

³¹ L'état contrôlé d'une condition DBC est défini au chapitre 3.1 du présent volume

³² L'état d'arrêt sûr d'une condition DBC est défini au chapitre 3.1 du présent volume

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- fonctions requises en condition de fonctionnement de référence DBC2-4 après 24h et avant 100h pour assurer le confinement statique ou dynamique (d'une partie) d'un bâtiment ;
- fonctions requises en condition de fonctionnement avec défaillances multiples DEC-A ou condition de fonctionnement avec fusion du cœur DEC-B pour assurer le confinement statique ou dynamique (d'une partie) d'un bâtiment ;
- fonctions requises au plus tôt 24 heures après l'initiateur pour maintenir l'état sûr d'une condition de fonctionnement de référence DBC jusqu'à 100 heures après l'événement ;
- fonctions requises pour le fonctionnement du centre de crise local (CCL) ;
- fonctions spécifiquement conçues pour contrôler une agression interne ou externe ;
- fonctions nécessaires à la prévention des situations « pratiquement éliminées » ;
- fonctions nécessaires pendant le fonctionnement normal pour surveiller l'état des barrières lorsque cette surveillance n'est pas assurée par des essais périodiques.

Catégorie NC

Toute fonction non catégorisée Cat1, Cat2 ou Cat3.

2.6.4. CLASSEMENT ET EXIGENCES POUR LES SYSTEMES ET COMPOSANTS

2.6.4.1. Classement

Une fonction de sûreté est en général assurée par un ensemble d'EIP, incluant les EIP réalisant la fonction et les EIP support associés.

Chaque EIP contribuant à une fonction de sûreté (Cat1, 2 ou 3) est assigné à une classe de sûreté reflétant son importance pour la sûreté.

Règles de classement :

Le classement de sûreté attribué à un EIP est défini selon la catégorie de sûreté la plus élevée des fonctions auxquelles il contribue. Un EIP peut aussi être classé selon d'autres critères, comme par exemple l'importance des conséquences de sa défaillance, indépendamment des fonctions qu'ils réalisent.

Le classement des SSCs est donc constitué de trois classes de sûreté (Classes de sûreté S1, S2 et S3) et une classe non classée de sûreté (NC).

Classe de sûreté 1 (S1) :

- un système ou composant requis pour assurer une fonction Cat1 ;
- un équipement dont la défaillance est exclue comme la cuve du réacteur (voir le chapitre 2.3 du volume 2 pour la liste des composants non ruptibles) ;
- les équipements du circuit primaire principal et circuit secondaire principal, par convention.

Classe de sûreté 2 (S2) :

- un système ou composant requis pour assurer une fonction au plus Cat2 ;

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- un système ou composant support d'une fonction de Cat1 mais dont la défaillance n'entraîne pas immédiatement³³ la perte de la fonction supportée ou dont le fonctionnement n'est pas affecté par l'événement initiateur ou ses conséquences ;
- une chaîne de contrôle commande dont la défaillance en fonctionnement normal mènerait directement à une condition de fonctionnement de référence DBC3 ou DBC4.

Classe de sûreté 3 (S3) :

- un système ou composant requis pour assurer une fonction au plus Cat3 ;
- un système ou composant support d'une fonction de Cat 2 mais dont la défaillance n'entraîne pas immédiatement³⁴ la perte de la fonction supportée ou dont le fonctionnement n'est pas affecté par l'événement initiateur ou ses conséquences ;
- un système ou composant dont la défaillance en cas d'agression externe peut affecter un autre système ou composant dont la disponibilité est considérée pour cette agression ;
- un système ou composant véhiculant de l'activité et dont la défaillance en fonctionnement normal conduirait à des conséquences radiologiques supérieures à celles du fonctionnement normal ;
- un système ou composant dont le niveau de qualité de réalisation mécanique Q est valorisé dans les études d'agressions.

Les systèmes ou composants qui ne sont pas assignés à une classe de sûreté, sont non-classés (NC).

Toute exception à la règle de classement doit être justifiée, notamment pour certains matériels de l'îlot conventionnel tels que ceux assurant le déclenchement turbine.

2.6.4.2. Exigences de conception et de fabrication

La fiabilité d'une fonction est principalement atteinte par une conception conforme à un ensemble d'exigences. Ces exigences sont issues des principes de conception et des règles d'étude qui sont détaillés dans les autres chapitres du présent volume (par exemple l'application du Critère de Défaillance Unique (CDU), le secours électrique, le dimensionnement aux agressions externes, etc.). Afin de simplifier les analyses, les exigences peuvent être définies de manière découplée.

Les exigences de conception découplées associées aux fonctions de sûreté Cat1, Cat2 et Cat3 requises pour l'étude des conditions de fonctionnement DBC2-4, DEC-A, DEC-B et pour l'étude des agressions internes et externes sont présentées dans le Tableau 4 suivant :

³³ Il peut exister une période de grâce pendant laquelle le système supporté peut continuer à fonctionner sans ses supports.

³⁴ Il peut exister une période de grâce pendant laquelle le système supporté peut continuer à fonctionner sans ses supports.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Condition de fonctionnement	Catégorie de la fonction	Application du CDU	Secours électrique	Dimensionnement / protection contre les agressions externes de référence
DBC	Cat 1/ Cat 2	Oui*	Oui*	Oui
DEC-A	Cat 3	-	Selon étude**	Oui
DEC-B	Cat 3	-	Selon étude**	Oui
Agressions internes	Cat 3	Oui(*)	Selon agression(*)	
Agressions externes	Cat 3	Oui(*)	Selon agression(*)	

TABLEAU 4 : EXIGENCES DE CONCEPTION DECOUPLEES ASSOCIEES AUX FONCTIONS DE SURETE CAT1, CAT2 ET CAT3

* les modalités de prise en compte de la défaillance unique et du cumul MDTE sont définies aux chapitres 2.1 et 3.1 du présent volume.

** les modalités de prise en compte du MDTE sont définies au chapitre 3.2 du présent volume pour les conditions DEC-A et chapitre 3.3 du présent volume pour les conditions DEC-B.

(*) les modalités de prise en compte de la défaillance unique, du cumul MDTE ainsi que les cumuls considérés à la conception sont définies aux chapitres 2.3 et 3.5 pour les agressions internes et aux chapitres 2.4 et 3.5 pour les agressions externes

Par ailleurs, l'importance pour la sûreté d'un EIP se traduit par sa classe de sûreté. Cette classe de sûreté participe à la définition d'exigences concernant :

- le niveau d'assurance qualité ;
- les requis en exploitation (EP, Spécification Technique d'Exploitation (STE), maintenance...);
- selon le type d'équipement, le niveau d'exigence approprié dans le code de conception ou des spécifications d'équipement ;
- la qualification proportionnée aux enjeux, garantissant la capacité de l'EIP à assurer les fonctions qui lui sont assignées vis-à-vis des sollicitations et des conditions d'ambiance associées aux situations dans lesquelles il est nécessaire.

Ceci permet d'assurer pour un EIP, conformément à l' « arrêté INB », l'application d'exigences proportionnées pour la conception, la fabrication, les contrôles, la construction, les essais et la maintenance. Ainsi, selon le type d'EIP :

- un niveau d'exigence mécanique est appliqué aux équipements véhiculant du fluide, aux internes des gros composants et aux supports des EIP ;
- un niveau d'exigence contrôle-commande est appliqué aux composants contrôle-commande ;
- un niveau d'exigence électrique est appliqué aux composants électriques ;
- des exigences dédiées sont appliquées aux engins de levage et au pont polaire ;
- des exigences dédiées sont appliquées aux structures.

Les codes applicables en fonction du niveau de classement seront précisés ultérieurement (voir chapitre 2.12 du présent volume).

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Pour les équipements mécaniques, le niveau de qualité de réalisation mécanique d'un équipement est défini avant tout selon son rôle de barrière contre d'éventuels rejets radioactifs. La classe de sûreté n'entraîne pas de manière univoque un niveau de qualité de réalisation mécanique associé. Ainsi, deux composants mécaniques de même classe de sûreté peuvent avoir des niveaux de qualité de réalisation mécanique différents selon l'importance du rôle de barrière qu'ils peuvent jouer.

Les niveaux de qualité de réalisation mécanique sont détaillés dans le paragraphe suivant.

2.6.4.2.1. Niveaux de qualité de réalisation mécanique pour les équipements sous pression

Trois niveaux de qualité de réalisation mécanique (Q1, Q2 et Q3) et un niveau non-classé (Qc) sont définis pour les équipements sous pression. Le niveau de qualité de réalisation mécanique est attribué aux équipements sous pression comme suit :

- équipements ayant un rôle barrière :
 - niveau de qualité Q1 pour :
 - les équipements formant l'enveloppe sous pression du circuit primaire³⁵ principal ;
 - les équipements soumis au principe d'exclusion de rupture (voir chapitre 2.5 du présent volume) ;
 - niveau de qualité Q2 pour :
 - les équipements sous pression véhiculant du fluide en contact avec le fluide primaire et dont l'intégrité est requise lors d'un événement DBC3-4 ou DEC-A/DEC-B avec un endommagement du combustible possible ;
 - les équipements formant l'enveloppe sous pression du circuit secondaire principal ;
 - les équipements formant une pénétration enceinte ;
 - niveau de qualité Q3 pour :
 - les équipements véhiculant de l'activité et dont la défaillance en fonctionnement normal conduirait à des conséquences radiologiques supérieures à celles du fonctionnement normal ;
 - les équipements dont le niveau de qualité de réalisation mécanique Q est valorisé dans les études d'agressions ;
- équipements classés de sûreté sans rôle barrière :
 - les équipements S1 et S2 respectent au moins le niveau de qualité Q3 ;
 - les équipements S3 respectent au moins le niveau de qualité Qc (niveau de qualité renforcé, non nucléaire) ;
- équipements appartenant aux systèmes ASG (aval des pompes, pompes comprises), système d'injection de sécurité (RIS) et système de boratation de sécurité (RBS) (aval des pompes, pompes comprises) : ces équipements respectent au moins le niveau de qualité Q2.

Par ailleurs, les équipements sous pression nucléaires sont soumis à des exigences supplémentaires issues de la réglementation ESPN (voir chapitre 1.1 du présent volume) et font l'objet d'un classement ESPN indépendant du classement de sûreté. Il est à noter qu'à

³⁵ Excepté les tuyauteries et accessoires du CPP de très petit diamètre dont la rupture serait compensable par les moyens normaux d'appoint en eau.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

ce titre les équipements formant l'enveloppe sous pression du circuit secondaire principal sont redevables d'un niveau de qualité de réalisation mécanique Q1³⁶.

2.6.4.2.2. Equipements non soumis à pression

Ces équipements (internes du circuit primaire principal (CPP), assemblages combustible, râteliers d'entreposage, grappes de commande, équipements mécaniques des systèmes de ventilation, etc.) sont classés selon les fonctions qu'ils réalisent.

Des exigences de conception et de réalisation, intégrant des codes et normes applicables à ces équipements, sont établies dans des spécifications techniques dédiées par famille d'équipements.

2.6.4.2.3. Interfaces

La connexion entre deux équipements de niveau d'exigence différent nécessite une interface appropriée qui assure qu'une défaillance de l'équipement ayant un niveau d'exigence inférieur ne nuit pas à celui ayant un niveau d'exigence supérieur :

- lorsque des équipements de niveaux d'exigence différents sont séparés par des moyens redondants, la même exigence s'applique aux deux moyens ;
- l'interface prend l'exigence de sûreté la plus élevée des deux équipements.

2.6.4.2.4. Exigences associées aux supports

Les équipements support sont des supports des équipements soumis à pression et des supports de certains autres équipements notamment électriques. Ces supports consistent en des plates-formes en acier, des poutres, des brides, des dispositifs autobloquants. En particulier pour les tuyauteries, ces supports peuvent être des supports normalisés, lorsque cela est possible.

Les exigences de conception et de fabrication des supports des équipements sous pression reposent sur le principe que les supports sont aussi importants que les équipements supportés. Ainsi, leur niveau de qualité est identique à celui de l'équipement supporté.

Concernant les autres supports :

- les supports des autres équipements électriques (câbles, connexions, armoire électrique...) sont traités dans le RCC-E (voir chapitre 2.12 du présent volume) ;
- les internes de la piscine de stockage du combustible usé sont classés comme des supports des équipements de niveau de qualité de réalisation mécanique Q2 ;
- les règles de conception des supports ou des parties de support noyées dans le béton sont définies dans le RCC-CW (voir chapitre 2.12 du présent volume).

2.6.4.2.5. Exigences associées aux engins de manutention

Les engins de manutention pour lesquels la chute de charge peut avoir un impact sur la sûreté sont classés S3 au titre du contrôle des agressions. Ces engins de manutention sont distingués en deux familles selon le caractère, inadmissible ou grave, des conséquences de la chute de charge.

Les exigences de conception, de réalisation et de suivi en exploitation pour ces deux familles d'engins correspondent aux niveaux HS1 et HS2 du classement « Haute Sécurité » de l'EPR Flamanville.

³⁶ Excepté pour les tuyauteries et accessoires du CSP de DN inférieur à 100.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Elles sont définies dans les prescriptions techniques fournies aux fournisseurs.

2.6.5. CLASSEMENT ET EXIGENCES POUR LES STRUCTURES

Le classement des bâtiments ou structures est constitué de deux classes de sûreté S1 et S3, et une classe non classée de sûreté (NC). Les exigences associées seront graduées entre les différentes classes.

Sont classés S1 :

- les bâtiments ou structures abritant ou supportant les EIP requis pour la mitigation des conditions de fonctionnement DBC2-4, DEC-A ou DEC-B ;
- les bâtiments ou structures assurant une fonction de confinement ;
- les bâtiments ou structures accomplissant des fonctions Cat1 (par exemple le canal d'amenée).

Toute partie de bâtiment ou structure participant directement ou indirectement à la protection contre les agressions externes et internes est classé S3. Les autres bâtiments ou structures sont non classés de sûreté.

Les bâtiments S1 sont conçus selon le code RCC-CW (voir chapitre 2.12 du présent volume) et dimensionnés au séisme de référence.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

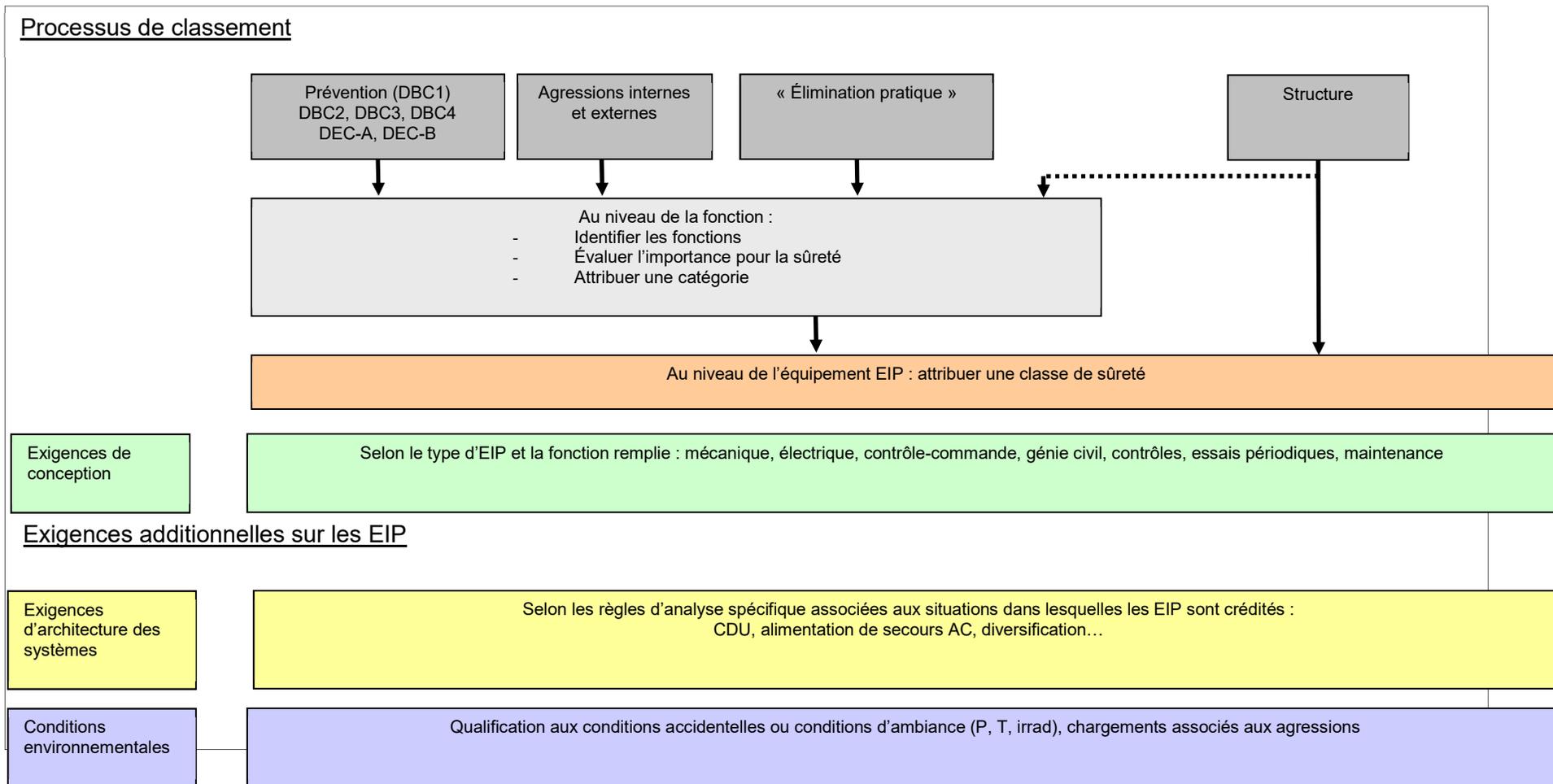


FIGURE 1 : VUE D'ENSEMBLE DU PROCESSUS DE CLASSEMENT ET DES EXIGENCES

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.7. QUALIFICATION DES EQUIPEMENTS DE CONTROLE-COMMANDE, DES EQUIPEMENTS ELECTRIQUES ET MECANIQUES AUX CONDITIONS ACCIDENTELLES

Le présent chapitre traite de la qualification des équipements du contrôle-commande (I&C), électriques et mécaniques aux conditions accidentelles. La qualification en cas d'agressions est abordée dans les chapitres associés aux agressions internes et externes (chapitre 2.3 et chapitre 2.4 du présent volume).

2.7.1. OBJECTIFS DE LA QUALIFICATION AUX CONDITIONS ACCIDENTELLES

La qualification a pour but de prouver que les matériels sont aptes à remplir leurs fonctions sous les sollicitations auxquelles ils sont supposés être soumis.

En pratique, la démonstration de l'atteinte de cet objectif est réalisée en examinant les conséquences :

- des conditions de fonctionnement de référence DBC2-4 ;
- des conditions de fonctionnement avec défaillances multiples DEC-A ;
- des conditions de fonctionnement avec fusion du cœur DEC-B.

2.7.2. SOLLICITATIONS À PRENDRE EN COMPTE

Les sollicitations à prendre en compte telles que la pression, la température, l'humidité, l'irradiation et l'eau chargée active sont celles qui découlent des conditions de fonctionnement et d'environnement correspondant aux conditions citées ci-dessus pour lesquelles les matériels sont requis.

En plus de ces conditions, la procédure de qualification prend en compte :

- les effets du vieillissement, c'est-à-dire les effets dus aux conditions d'environnement correspondant aux conditions de fonctionnement normales avant l'occurrence des conditions de fonctionnement accidentelles considérées pour la qualification ;
- les effets des sollicitations sismiques pour les matériels dont la qualification sismique est requise. Ainsi, à titre d'exemple, les systèmes de contrôle commande abritant des fonctions nécessaires en situations accidentelles sont qualifiés aux sollicitations sismiques (par exemple : Protection System (PS), Système d'Automatisme de Sûreté (SAS)).

Les conditions d'ambiance internes (irradiation, transitoires thermiques,...) susceptibles d'être rencontrées par les équipements en situation accidentelle sont également prises en compte dans le cadre de la démarche de qualification de l'EPR NM comme l'ensemble des sollicitations devant être considérées.

2.7.3. FONCTIONS A QUALIFIER ET EXIGENCES ASSOCIEES

2.7.3.1. Etablissement de la liste des fonctions à qualifier

La liste des fonctions à qualifier est établie en s'appuyant sur :

- l'analyse fonctionnelle (voir chapitre 3.4 du présent volume) qui permet de déterminer l'ensemble des fonctions de sûreté (y compris pour les systèmes support) nécessaires pour gérer les conditions de fonctionnement. Cette liste des fonctions de sûreté est ensuite utilisée pour déterminer les fonctions à qualifier avec les exigences correspondantes.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- l'analyse des besoins liés à la conduite post-accidentelle : mesures qui sont nécessaires pour le diagnostic de l'état de l'installation, l'orientation initiale, les réorientations entre stratégies de conduite. En particulier, l'instrumentation requise pour déterminer les paramètres des fonctions d'état est soumise à des exigences de qualification à long terme.
- par ailleurs, l'instrumentation nécessaire pour assurer les fonctions de sûreté faisant l'objet d'une catégorisation de sûreté en condition DEC-B (voir chapitre 2.6 du présent volume) doit être qualifiée vis-à-vis de ces conditions.

Chaque fonction de sûreté identifiée se décline en fonctions élémentaires pour les matériels sollicités situés dans les bâtiments affectés par l'ambiance accidentelle associée à la fonction de sûreté. Les exigences de qualification portent uniquement sur les fonctions élémentaires requises pour chaque SSC concerné.

Les fonctions élémentaires sont par exemple :

- pour une vanne : l'ouverture, la fermeture, le réglage³⁷, le maintien ouvert, le maintien fermé et la signalisation (fin de courses) ;
- pour un actionneur motorisé tel qu'une pompe ou un ventilateur : la mise en service, la mise hors service, le maintien en service et le maintien hors service et la signalisation.

Ces fonctions sont indiquées à titre d'exemple, sans préjuger de la nécessité de qualifier in fine une telle fonction, la liste des fonctions à qualifier pour EPR NM n'étant pas définie à ce stade d'avancement du projet.

Les matériels ayant une exigence de qualification pour des conditions de fonctionnement particulières (Eau Chargée Active par exemple) sont également identifiés.

Les matériels appartenant à la 3^e barrière et à son extension font l'objet d'une exigence relative à leur étanchéité (voir paragraphe 2.7.3.2.3 ci-après).

2.7.3.2. Exigences associées

2.7.3.2.1. Exigence de qualification à l'ambiance dégradée

Pour les fonctions à qualifier au titre de leur utilisation en situations accidentelles autres que les conditions de fonctionnement avec fusion du cœur, des familles de conditions d'ambiance peuvent être définies. Elles permettent de caractériser les exigences de qualification à l'ambiance accidentelle que doivent satisfaire les matériels.

Les zones à considérer sont celles où se trouvent des matériels à qualifier aux conditions accidentelles.

Les bâtiments susceptibles d'être impactés par une ambiance dégradée en situations accidentelles sont :

- le bâtiment réacteur ;
- le bâtiment combustible ;
- les bâtiments des auxiliaires de sauvegarde.

Pour chacune des conditions de fonctionnement prises en compte sont évaluées les conditions d'ambiance dans le bâtiment réacteur et/ou dans les autres bâtiments. Connaissant l'ensemble des conditions de fonctionnement dans lesquelles intervient chaque

³⁷ C'est-à-dire la manœuvre (ouverture/fermeture) de la vanne dans des positions intermédiaires et jusqu'aux positions Ouvert / Fermé.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

fonction de sûreté, l'enveloppe des ambiances accidentelles pour cette fonction ainsi que les bâtiments affectés par ces ambiances sont déterminés.

Concernant les équipements de contrôle-commande, seuls les équipements d'interface avec le procédé doivent être qualifiés à l'ambiance dégradée si nécessaire. Les équipements des systèmes d'automatisme et des systèmes d'interface opérateur ne sont pas qualifiés à l'ambiance dégradée mais aux conditions normales d'ambiance.

Les familles d'ambiance, ainsi que les durées de mission ne sont pas définies à ce stade.

2.7.3.2.1.1. Conditions DBC

Afin de définir les exigences de qualification associées aux matériels valorisés pendant les DBC, des familles de conditions d'ambiance peuvent être définies. Elles sont basées sur :

- les conditions d'ambiance dans lesquelles les matériels doivent assurer leur fonction. Par exemple, dans le bâtiment du réacteur, les conditions d'ambiance pourraient être classées en trois catégories : accidents sans condition d'ambiance dégradée (pression, température et irradiation), accidents avec conditions d'ambiance dégradées pour lesquelles l'irradiation est comparable à l'irradiation du vieillissement, les accidents avec conditions d'ambiance dégradées et irradiation importante.
- la durée pendant laquelle les matériels doivent assurer leur fonction. Par exemple, des valeurs correspondantes à court terme, moyen terme et long terme pourraient être déterminées.

Ces familles de conditions d'ambiance peuvent être définies dans chaque bâtiment ou pour des zones cohérentes. Elles sont déterminées sur la base des résultats des études des conditions de fonctionnement de référence DBC.

2.7.3.2.1.2. Conditions DEC-A

Afin de définir les exigences de qualification associées aux matériels valorisés pendant les conditions DEC-A, des familles de conditions d'ambiance peuvent être définies sur la base des résultats des études de conditions de fonctionnement DEC-A, de manière similaire à la démarche déclinée pour les DBC.

Cependant, la pratique actuelle consiste à définir un nombre limité de familles de conditions d'ambiance dégradée sans distinguer le type de condition de fonctionnement DBC et/ou DEC-A à l'origine de ces conditions.

Cette pratique permet de « standardiser » les requis de qualification et, en conséquences, de standardiser les procédés de qualification par essai et de favoriser la qualification par analogie.

2.7.3.2.1.3. Conditions DEC-B

Les exigences de qualification pour les fonctions valorisées pendant les conditions de fonctionnement avec fusion du cœur DEC-B sont définies au cas par cas en se référant spécifiquement à la mission du matériel. Il est également possible d'utiliser un profil de pression et de température spécifique pour la qualification de chaque équipement.

L'atteinte des conditions DEC-B est précédée d'une phase de dégradation des conditions de pression et de température dans l'enceinte. Cette phase est prise en compte pour la qualification des équipements.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.7.3.2.2. Exigence de qualification à l'eau chargée active

Les matériels ayant à fonctionner en situation accidentelle avec de l'eau chargée active doivent être qualifiés pour les conditions de fonctionnement correspondantes.

2.7.3.2.3. Exigence de qualification relative à l'étanchéité

L'exigence relative à l'étanchéité concerne les matériels appartenant à la 3^e barrière et à son extension (voir chapitre 3.1 du volume 2).

Pour les matériels de la 3^e barrière, l'exigence est liée à l'étanchéité interne³⁸ et externe³⁹. Elle est vérifiée en exploitation au travers des essais périodiques. De plus, les matériels actifs font l'objet d'une vérification d'étanchéité en air dans le cadre des essais de qualification.

Pour l'ensemble des matériels de l'extension de la 3^e barrière, l'exigence est liée à l'aptitude à l'étanchéité externe. Les matériels situés en limite de l'extension de la 3^e barrière font également l'objet d'une exigence d'aptitude à l'étanchéité interne. La mise en œuvre du processus de qualification aux conditions accidentelles permet de s'assurer du respect de ces exigences ainsi que de sa pérennité tout au long de l'exploitation.

La vérification de l'exigence d'aptitude à l'étanchéité concernant les matériels de l'extension de la 3^e barrière est satisfaite par l'utilisation de matériaux dont le comportement en termes d'étanchéité est compatible avec les niveaux de pression, de température et d'irradiation en conditions accidentelles. Cette exigence d'aptitude à l'étanchéité est complétée par la qualité de conception des matériels des circuits relevant de l'extension de la 3^e barrière, ainsi que par des mesures prises en exploitation (surveillance et contrôle lors des rondes d'exploitation, essais permettant de détecter des inétanchéités, programmes de maintenance). Ainsi les fuites éventuelles sont limitées à un niveau cohérent avec celui postulé dans le cadre des études de conséquences radiologiques des conditions de fonctionnement DBC et DEC-A (voir chapitre 3.7 du présent volume). Aucun critère quantitatif d'étanchéité n'est donc défini pour les matériels de l'extension de la 3^e barrière.

2.7.4. DONNEES RELATIVES A LA QUALIFICATION AUX CONDITIONS DE PRESSION ET DE TEMPERATURE DANS L'ENCEINTE

2.7.4.1. Accidents sans fusion du cœur

Le profil de pression et température enveloppe pour les conditions DBC et DEC-A à prendre en compte pour la qualification des matériels aux conditions accidentelles, prend en compte des conditions de saturation dans l'enceinte. Il est identique au profil retenu pour l'EPR Flamanville (profil dit « profil K1 ») et présenté sur la Figure 2.

2.7.4.2. Accidents avec fusion du cœur DEC-B

Les profils préliminaires de pression et température enveloppes dans l'enceinte pour les accidents avec fusion du cœur DEC-B sont caractérisés par les éléments suivants (voir Figure 3 et Figure 4 ci-dessous) :

- plateau initial de [] sur une durée de [] pour les matériels participant au confinement ;
- plateau initial de [] sur une durée de [] pour les autres matériels, avec une éventuelle excursion de température pendant ce plateau initial pour prendre en compte les surchauffes en fonction des zones de l'enceinte (amplitude et durée

³⁸ L'étanchéité interne est relative aux éventuelles fuites internes du circuit.

³⁹ L'étanchéité externe est relative aux fuites éventuelles du circuit vers l'extérieur.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

à définir) ;

- pression et température à long terme [].

Les études de pression et température dans l'enceinte pour les conditions DEC-B permettront de définir le profil de température dans les différentes zones de l'enceinte.

[]

FIGURE 2 : PROFILS (P, T) ENVELOPPES DANS LE BATIMENT REACTEUR (DBC, DEC-A)

[]

FIGURE 3 : PROFIL DE PRESSION POUR LES CONDITIONS DEC-B – MATERIELS PARTICIPANT AU CONFINEMENT

[]

FIGURE 4 : PROFIL DE TEMPERATURE POUR LES CONDITIONS DEC-B – MATERIELS PARTICIPANT AU CONFINEMENT

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.7.5. ORGANISATION GENERALE DU PROCESSUS DE QUALIFICATION

[]

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.8. DIMENSIONNEMENT DES STRUCTURES

2.8.1. ROLE DES STRUCTURES DE GENIE CIVIL DANS LA DEMONSTRATION DE SURETE NUCLEAIRE

Ce chapitre vise à lister les exigences de sûreté appliquées aux bâtiments de Génie Civil et à les décliner en exigences de comportement pour ces ouvrages.

2.8.2. OUVRAGES DE GÉNIE CIVIL CONCERNÉS

Les ouvrages de Génie Civil participant à la démonstration de sûreté nucléaire sont les suivants :

- le bâtiment réacteur (BR), incluant les structures internes et l'enceinte de confinement ;
- le bâtiment combustible (BK) ;
- les bâtiments des auxiliaires de sauvegarde (BAS) ;
- le radier commun au bâtiment réacteur, au bâtiment combustible et aux bâtiments des auxiliaires de sauvegarde ;
- le bâtiment de traitement des effluents (BTE) ;
- les bâtiments diesels (BD) ;
- la station de pompage principale de sûreté ;
- le bâtiment de l'aéroréfrigérant (source froide diversifiée, HOR) ;
- tout ou partie des galeries nucléaires.

Les bâtiments principaux sont décrits au chapitre 1 du volume 2.

2.8.2.1. Fonctions attendues des ouvrages de Génie Civil

Le Génie Civil doit participer au confinement des substances radioactives gazeuses et liquides :

- en assurant un confinement statique du bâtiment réacteur par l'enceinte de confinement pour toutes les situations le nécessitant ;
- en assurant une étanchéité relative aux gaz acceptable au regard du dimensionnement des systèmes de ventilation collectant et filtrant les fuites ;
- en assurant la protection des eaux souterraines, en adoptant des dispositions de conception adaptées au niveau du radier et des voiles enterrés des bâtiments.

Il est à noter que le présent chapitre ne s'intéresse qu'au dimensionnement des ouvrages, la fonction « confinement » n'est traitée ici qu'au travers des ouvrages de génie-civil et des structures métalliques associées. Ainsi, les systèmes qui interviennent dans cette fonction (tuyauteries, ventilations, ...) sont traités dans le chapitre 3.1 du volume 2.

En plus de la fonction de confinement, le Génie Civil assure également dans certains cas les fonctions suivantes :

- assurer la protection du personnel contre les rayonnements ionisants ;
- maintenir le niveau d'eau requis dans les piscines et les bâches ;

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- abriter et protéger les Structures, Systèmes et Composants (SSCs) : le Génie Civil assure la protection des SSCs vis-à-vis des agressions externes et il participe à la protection des SSCs vis-à-vis des agressions internes ;
- supporter les SSCs : les SSCs sont ancrés dans le Génie Civil. Cet ancrage doit être assuré en situations normales et accidentelles.

2.8.2.2. Exigences de comportement pour les ouvrages de Génie Civil de l'îlot nucléaire

Les tableaux ci-dessous présentent les exigences de comportement associées aux exigences de sûreté pour les structures principales de Génie Civil des bâtiments bâtiment réacteur, bâtiment combustible et bâtiments des auxiliaires de sauvegarde.

Les exigences relatives à la radioprotection, qui s'exercent localement dans l'ouvrage, ne sont pas intégrées dans les tableaux ci-après.

Situation	Exigence de sûreté ou de durabilité	Ouvrage	Partie d'ouvrage	Exigence de comportement GC
Service normal (situation durable au sens de l'Eurocode)	Durabilité ⁴⁰	BR, BK, BAS		Limitation de la fissuration
	Fonctionnement des SSCs			Supportage des SSCs
	Maintien du niveau d'eau	Bâches et piscines	Liner	Intégrité du liner
			Béton armé	Supportage du liner Durabilité (limitation de la fissuration)
	Confinement	Enceinte BR	Liner	Intégrité du liner
			Béton précontraint et radier	Supportage du liner Durabilité (limitation de la fissuration)
Protection des eaux souterraines	Radiers et parois souterraines des bâtiments périphériques (BAS, BK)		Limitation de la fissuration	

TABLEAU 5 : EXIGENCES DE COMPORTEMENT POUR LES SITUATIONS DE SERVICE NORMAL, POUR LES OUVRAGES DE L'ILOT NUCLEAIRE

⁴⁰ capacité de la structure à assurer ses fonctions durant toute la durée de vie de l'ouvrage (pour le béton armé ou précontraint, il s'agit principalement de la limitation de l'ouverture des fissures pour protéger les armatures de la corrosion).

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Situation	Exigence de sûreté	Ouvrage	Partie d'ouvrage	Exigence de comportement GC
Situations transitoires ou incidentelles (DBC1-2)	Fonctionnement des SSCs	BR, BK, BAS		Supportage des SSCs et comportement réversible de la structure
	Maintien du niveau d'eau	Bâches et piscines	Liner	Intégrité du liner
			Béton armé	Supportage du liner Comportement réversible de la structure
	Confinement	Enceinte BR	Liner	Intégrité du liner
			Béton précontraint et radier	Supportage du liner Comportement réversible de la structure
Protection des eaux souterraines	Radiers et parois souterraines des bâtiments périphériques (BAS, BK)		Comportement réversible de la structure	

TABLEAU 6 : EXIGENCES DE COMPORTEMENT POUR LES SITUATIONS TRANSITOIRES OU INCIDENTELLES, POUR LES OUVRAGES DE L'ÎLOT NUCLEAIRE

Situation	Exigence de sûreté	Ouvrage	Partie d'ouvrage	Exigence de comportement GC
Situations accidentelles DBC3-4 et agressions externes de référence	Fonctionnement des SSCs	BR, BK, BAS		Stabilité, supportage des SSCs
	Maintien du niveau d'eau	Bâches et piscines	Liner	Intégrité du liner
			Béton armé	Supportage et intégrité du liner
	Confinement et protection des eaux souterraines*	Enceinte BR	Liner	Intégrité du liner
			Béton précontraint et radier	Supportage du liner Comportement réversible de la structure

TABLEAU 7 : EXIGENCES DE COMPORTEMENT POUR LES SITUATIONS ACCIDENTELLES ET LES AGRESSIONS EXTERNES DE REFERENCE, POUR LES OUVRAGES DE L'ÎLOT NUCLEAIRE

* L'exigence de protection des eaux souterraines pour les bâtiments périphériques (bâtiments des auxiliaires de sauvegarde, bâtiment combustible) est portée par les rétentions et non par la structure de génie civil du bâtiment.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Situation	Exigence de sûreté	Ouvrage	Partie d'ouvrage	Exigence de comportement GC
Domaine de conception étendu et agressions externes extrêmes naturelles	Fonctionnement des SSCs nécessaires	Ouvrage supportant des SSCs nécessaires		Supportage des SSCs nécessaires
	Non agression des SSCs nécessaires	Ouvrage dont la chute, ou celle d'une structure supportée, remettrait en cause le fonctionnement d'un SSCs nécessaire		Non ruine de l'ouvrage et de l'ancrage de la structure/équipement supporté
	Maintien du niveau d'eau	Piscines requises pour la situation	Liner	Non déchirement du liner
			Béton armé	Déformations imposées admissibles vis à vis de l'exigence de comportement du liner
	Confinement et protection des eaux souterraines	Enceinte BR	Liner	Non déchirement du liner
			Béton précontraint et radier	Déformations imposées admissibles vis à vis de l'exigence de comportement du liner

TABLEAU 8 : EXIGENCES DE COMPORTEMENT POUR LES SITUATIONS DU DOMAINE DE CONCEPTION ETENDU ET POUR LES AGRESSIONS EXTERNES EXTREMES NATURELLES, POUR LES OUVRAGES DE L'ÎLOT NUCLEAIRE

2.8.2.3. Exigences de comportement pour les ouvrages de Génie Civil hors de l'îlot nucléaire

Ces bâtiments comprennent la station de pompage principale de sûreté, le bâtiment de l'aéroréfrigérant de la source froide diversifiée, les bâtiments diesel, le Bâtiment de Traitement des Effluents (BTE) et les galeries classées. Les exigences pour ces bâtiments sont présentées dans les tableaux suivants.

Situation	Exigence de sûreté ou de durabilité	Ouvrage	Partie d'ouvrage	Exigence de comportement GC
Service normal (Situation durable au sens de l'Eurocode)	Durabilité	BTE Station de pompage principale Aéroréfrigérant Bâtiments diesel Galeries classées		Limitation de la fissuration
	Fonctionnement des SSC			Supportage des SSC
	Stockage d'effluents liquides	BTE	Bâche	Supportage des bâches
	Volume d'eau suffisant pour refroidissement	Aéroréfrigérant	Réserve d'eau	Supportage intégrité du liner
	Confinement et protection des eaux souterraines	BTE	Radier et parois souterraines	Limitation de la fissuration

TABLEAU 9 : EXIGENCES DE COMPORTEMENT POUR LES SITUATIONS DE SERVICE NORMAL, POUR LES OUVRAGES HORS DE L'ÎLOT NUCLEAIRE

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Situation	Exigence de sûreté	Ouvrage	Partie d'ouvrage	Exigence de comportement GC
Situations accidentelles et agressions externes de référence	Fonctionnement des SSC	BTE Station de pompage principale Aéroréfrigérant Bâtiments diesel Galeries classées		Stabilité Globale Supportage des SSC
	Volume d'eau suffisant pour refroidissement	Aéroréfrigérant	Réserve d'eau	Supportage et intégrité du liner
	Confinement et protection des eaux souterraines	BTE	Radier et parois souterraines	Comportement réversible de la structure

TABLEAU 10 : EXIGENCES DE COMPORTEMENT POUR LES SITUATIONS ACCIDENTELLES ET LES AGRSSIONS EXTERNES DE REFERENCE, POUR LES OUVRAGES HORS DE L'ILOT NUCLEAIRE

Situation	Exigence de sûreté	Ouvrage	Partie d'ouvrage	Exigence de comportement GC
Domaine de conception étendu et agressions externes extrêmes naturelles	Fonctionnement des SSC nécessaires	Station de pompage principale* Bâtiment diesel (pour DBC)* Aéroréfrigérant Bâtiments diesel (pour DEC-A et DEC-B) Galeries classées		Supportage des SSC nécessaires
	Volume d'eau suffisant pour refroidissement	Aéroréfrigérant	Réserve d'eau	Supportage et non déchirement du liner
	Non agression des SSC nécessaires	Ouvrage supportant des structures/équipements dont la chute remettrait en cause le fonctionnement d'un SSC nécessaire		Non ruine de l'ancrage de la structure/équipement

TABLEAU 11 : EXIGENCES DE COMPORTEMENT POUR LES SITUATIONS DU DOMAINE DE CONCEPTION ETENDU ET POUR LES AGRSSIONS EXTERNES EXTREMES NATURELLES, POUR LES OUVRAGES HORS DE L'ILOT NUCLEAIRE

* Hors agressions externes extrêmes naturelles

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.8.3. BASE DE CONCEPTION DES STRUCTURES

2.8.3.1. Hypothèses de site structurantes pour le dimensionnement des ouvrages

Les structures de Génie Civil classées de sûreté S1 (voir chapitre 2.6 du présent volume) sont dimensionnées pour les situations du domaine de conception de référence et pour les situations du domaine de conception étendu, en considérant un « design standard » (au sens des conditions de site). Ainsi, le dimensionnement des ouvrages de Génie Civil est adapté à une large gamme de sites.

Pour ce faire, une plage étendue de données de sol est considérée [].

Le niveau sismique retenu est caractérisé par un spectre dont l'accélération à période nulle est égale à 0.25 g. Il enveloppe les spectres EUR [9] tels que définis pour les sols mou, moyen et dur (voir Figure 5).

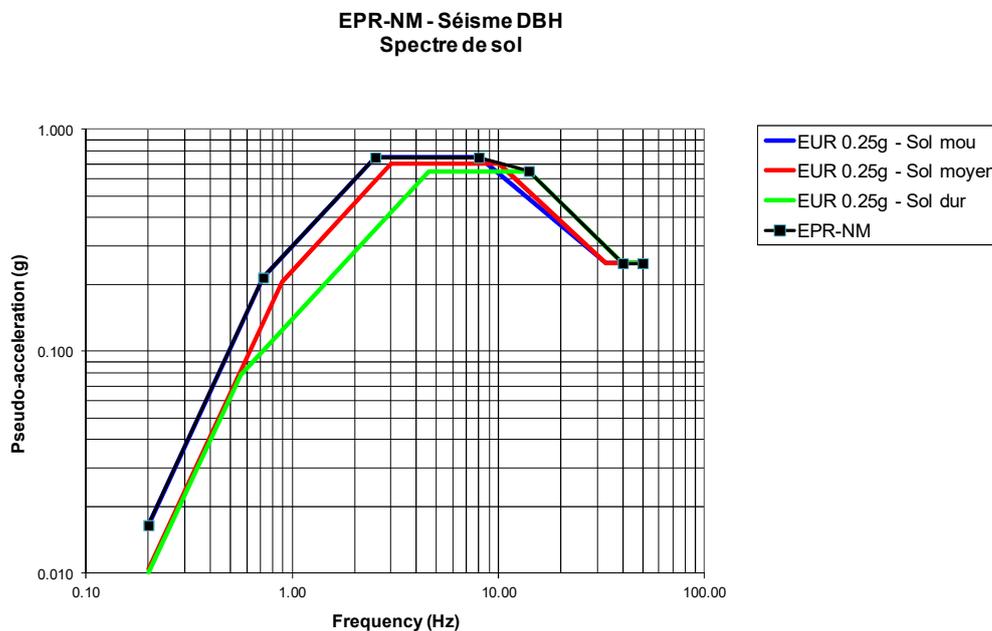


FIGURE 5 : SPECTRE DU SEISME DE DIMENSIONNEMENT

Cette gamme de sites permet de couvrir l'essentiel des configurations rencontrées sur les sites des centrales nucléaires en France, à la fois en termes d'hypothèses de sol et de niveau sismique.

2.8.3.2. Référentiel et méthodologie

Le RCC-CW [6] (voir chapitre 2.12 du présent volume) constitue le code servant de base à la conception des ouvrages de Génie Civil de l'EPR NM. De façon à faire le lien entre la terminologie du code et celle du projet EPR NM, le présent chapitre introduit le vocabulaire propre du RCC-CW.

Les hypothèses d'exigences de comportement du Génie Civil considérées dans le code et décrites dans son annexe DG sont cohérentes avec celles retenues sur l'EPR NM.

Ce code permet de décliner ces exigences en critères de dimensionnement, pour les différents ouvrages et pour les différentes situations à considérer.

Les évolutions principales du RCC-CW par rapport à l'ETC-C (code applicable pour la conception de l'EPR Flamanville [40]), sont les suivantes :

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- le nouveau code n'est plus lié à une conception prédéfinie, il couvre en particulier le concept d'enceinte simple ;
- il s'appuie sur deux domaines de dimensionnement à savoir le « Design Basis Domain » et le « Design Extension Domain », correspondant respectivement, dans la terminologie de l'EPR NM, au domaine de conception de référence et au domaine de conception étendu. La prise en compte du domaine de conception étendu s'inspire du guide AIEA SSR-2/1 [48] et du rapport WENRA [31] qui précise dans le paragraphe introductif au Design Extension Conditions, que les marges de dimensionnement qui permettent de démontrer la robustesse de l'installation peuvent être caractérisées par des approches réalistes, complémentaires des méthodes de dimensionnement courantes.

Dans la terminologie du RCC-CW, le Design Basis Domain (DBD) est composé des Design Basis Conditions (conditions de fonctionnement de référence DBC), correspondant aux conditions de fonctionnement de référence, et des Design Basis Hazards (DBH), correspondant aux agressions internes et externes de référence. Le Design Extension Domain (DED) est composé des Design Extension Conditions (DEC), correspondant aux conditions de fonctionnement DEC-A et DEC-B, et des agressions externes extrêmes naturelles (DEH).

Le RCC-CW précise pour ces deux domaines de dimensionnement :

- la définition des actions à considérer ;
- les combinaisons d'actions à considérer ;
- les méthodologies de calcul ;
- les critères de vérification.

La définition des actions variables est conforme aux Eurocodes (valeur quasi-permanente, valeur fréquente, valeur de combinaison et valeur caractéristique d'une action variable). La valeur des actions sera définie par le projet.

Les combinaisons d'actions du RCC-CW sont définies selon les principes généraux des Eurocodes. Les combinaisons d'actions prévues dans le code seront adaptées par le projet afin de les mettre en cohérence avec le référentiel de sûreté (ajout ou suppression de combinaisons) et certains cas de cumul de situations peuvent être intégrés en complément des combinaisons proposées dans le RCC-CW. C'est le cas par exemple du cumul des conditions DBC3-4 ou DEC-A avec des températures centennales (voir chapitre 2.4 du présent volume).

Pour les situations du Design Basis Domain, le code s'appuie sur les méthodes classiques de dimensionnement, à savoir le concept des Etats Limites et l'application de coefficients partiels de sécurité, tels que définis dans les Eurocodes (EN 1990, EN 1991, EN 1992, EN 1993 et EN 1997), et adaptés aux exigences de comportement du Génie Civil susmentionnées.

Concernant le Design Extension Domain, les situations DEC correspondent au dimensionnement de l'enceinte aux DEC-A et DEC-B pour lesquels sont définis des critères et méthodes extrapolés du Design Basis Domain et permettant d'assurer avec des marges le maintien de l'étanchéité. Pour les agressions externes extrêmes naturelles (DEH), le code propose des approches basées sur des hypothèses et des méthodes réalistes, permettant d'évaluer et d'améliorer la capacité de résistance de l'installation vis-à-vis d'agressions plus sévères que celles considérées dans le dimensionnement de référence. En particulier, pour le séisme, le projet EPR NM s'appuie sur l'annexe DM (« Design Extension Seismic Capacity ») du RCC-CW (voir également l'Annexe 2.4 – 1 du présent volume).

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.8.3.3. Principes de conception des structures

En sus de leur dimensionnement, la résistance des ouvrages de Génie Civil est liée aux bonnes dispositions de conception. Ainsi, la conception des ouvrages de Génie Civil de l'EPR NM est basée sur les principes suivants, en cohérence avec le guide ASN 2/01 [8] :

- assurer une redondance suffisante des éléments verticaux de contreventement ;
- limiter les risques d'interaction entre les ouvrages en adoptant un radier commun pour les bâtiments bâtiment réacteur, bâtiment combustible et bâtiments des auxiliaires de sauvegarde ;
- les éléments verticaux appartenant au système principal de contreventement sont continus de façon à assurer un transfert régulier des efforts jusqu'aux fondations ;
- les modes de déformation locale des éléments structuraux n'affectent pas leur participation au système principal de contreventement et n'induisent pas des spectres de réponse trop élevés au regard des équipements installés.

2.8.3.4. Méthodologie de dimensionnement de l'enceinte de confinement

2.8.3.4.1. Codification et méthodologie

Le dimensionnement de l'enceinte de confinement s'appuie sur le code RCC-CW [6] et conduit à la détermination :

- de la section d'acier de précontrainte ;
- de la classe de résistance du béton ;
- et de la section d'acier passif à mettre en place ;

pour respecter les critères relatifs aux exigences attendues.

Dans ce paragraphe, la terminologie retenue est celle du code RCC-CW.

Pour le dimensionnement de l'enceinte de confinement aux différentes situations de dimensionnement, le RCC-CW a retenu un classement des actions (« level I » et « level II ») en cohérence avec le guide AIEA NSG 1.10 [10], au regard des niveaux de résistance attendus, afin de relier la gradation des critères avec des exigences associées au domaine de conception de référence et au domaine de conception étendu. Des critères sont définis en fonction de ce classement. La Figure 6 ci-après présente de façon simplifiée et indicative la correspondance pour l'enceinte entre les « groupes » de l'ETC-C, les domaines de dimensionnement définis dans le RCC-CW, et les « levels » du guide NSG 1.10 [10].

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

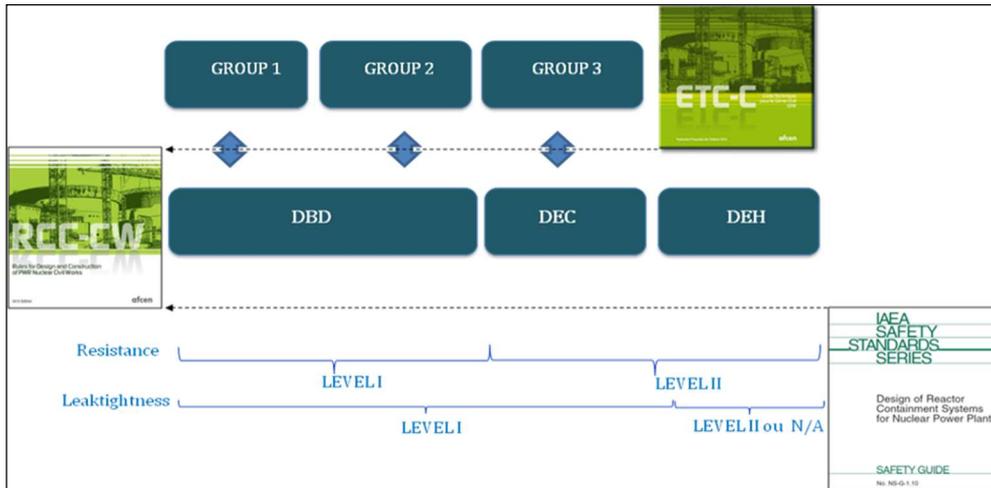


FIGURE 6 : CORRESPONDANCE ENTRE LA CLASSIFICATION DES ACTIONS DEFINIES DANS L'ETC-C, LE RCC-CW ET LE GUIDE NSG 1.10

Les « levels » tels que définis dans le texte AIEA définissent des situations relatives à des exigences de comportement mécanique. Le « level I » correspond à un comportement élastique de l'ouvrage, le « level II » correspond au maintien de l'intégrité de l'ouvrage pouvant être associé localement, à de faibles déformations permanentes. Le « level III » n'est pas considéré pour le dimensionnement de nouveaux projets d'installations nucléaires. D'un point de vue mécanique les « levels » sont divisés en deux sous-groupes pour permettre une description plus physique du comportement mécanique de l'ouvrage en fonction des sollicitations.

Un « level 0 » a été créé pour toutes les situations de construction au cours desquelles, l'ouvrage subit des sollicitations transitoires (comportement de la paroi avant la mise en précontrainte ou au cours de la mise en précontrainte). Pour ces situations, on cherche à limiter la fissuration du béton pour respecter les exigences de durabilité.

Dans les situations de « level I.1 » on retrouve les situations de fonctionnement normal de l'enceinte de confinement et notamment les tests d'étanchéité et de résistance. Pour ces situations on cherche à garantir la durabilité et à maintenir un comportement élastique de l'ouvrage en limitant notamment la fissuration.

Les situations de « level I.2 » regroupent les situations d'accident du Design Basis Domain (conditions de fonctionnement de référence) ainsi que le séisme de dimensionnement (Design Basis Earthquake (DBE)⁴¹). Pour ces situations, on cherche à maintenir un comportement élastique réversible de l'ouvrage en maintenant un effort de compression dans l'enceinte en zone courante et en limitant le travail des aciers passifs.

Les situations de « level II.1 » regroupent les conditions de fonctionnement DEC-A et DEC-B. Pour ces situations, l'intégrité mécanique de l'enceinte est vérifiée et on cherche à limiter les sollicitations dans le revêtement métallique. L'objectif est de maintenir l'intégrité du revêtement métallique.

Les situations de « level II.2 » regroupent les situations d'agression externe extrême naturelle telle que le Design Extension Earthquake (DEE). Pour ces situations, la tenue mécanique et la maîtrise du confinement sont vérifiées.

Par ailleurs, le RCC-CW propose une méthode de prise en compte des chargements thermiques basée sur une approche en déformation imposée. Cette approche plus physique,

⁴¹ dans la terminologie du code RCC-CW, le séisme de dimensionnement (DBE) correspond au séisme de référence DBH du projet EPR NM tel que défini au chapitre 2.4 du présent volume.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

permet de tenir compte de l'impact de la fissuration (prise en compte de manière réglementaire) sur le relâchement des contraintes thermiques dans une section de béton armé précontraint. Cette méthode peut être appliquée pour des situations DBC ou DEC.

Enfin, le RCC-CW conserve la combinaison conventionnelle de l'APRP et du séisme de dimensionnement (DBE) pour la vérification du dimensionnement de l'ouvrage. Pour le projet EPR NM, il est pris en compte un cumul quadratique des efforts du séisme de dimensionnement (DBE) et de l'APRP DBC4 (voir chapitre 2.4 du présent volume).

Le RCC-CW [6], en conformité avec les textes internationaux [10], requiert dans la phase de dimensionnement de l'enceinte de confinement une étude d'évaluation de sa robustesse. Cette évaluation est établie en déterminant la pression maximum pour laquelle le confinement est maintenu avec un niveau de confiance élevé.

Le guide AIEA propose également des exigences en termes d'étanchéité :

- level I : Enceinte étanche, le taux de fuite de l'enceinte est inférieur au critère ;
- level II : Possible augmentation maîtrisée et quantifiée du taux de fuite de l'enceinte.

Pour l'aspect étanchéité de l'enceinte, les critères du RCC-CW permettent de garantir le respect du taux de fuite de l'enceinte pour les conditions DBC et DEC-A ou DEC-B (Exigence de Level I de l'étanchéité de l'AIEA). D'éventuels scénarios considérés hors domaine de conception pourront être pris en compte dans la vérification de la conception (cas de la PTAE, voir chapitre 2.5 du présent volume), avec notamment une pression de vérification de l'étanchéité de l'enceinte afin de garantir la maîtrise du confinement en utilisant une extrapolation du taux de fuite de l'enceinte (lois de Nikuradze), conformément à l'exigence de Level II de l'étanchéité de l'AIEA.

2.8.3.4.2. Principes de dimensionnement

Le dimensionnement de l'enceinte de confinement consiste à déterminer les sections résistantes des différents constituants de la paroi : le béton, les câbles de précontrainte et les aciers passifs. Par conséquent, pour chaque « level » décrit ci-avant, des critères sont définis pour chacun des éléments constitutifs de la paroi. Le revêtement métallique n'intervient pas en tant que capacité résistante de la paroi, mais il est pris en compte lorsque l'effet qu'il produit s'oppose à l'effort de précontrainte.

Le dimensionnement intègre trois valeurs de pression et températures associées : l'enveloppe des pressions et températures DBC (voir paragraphe 2.8.3.4.4.2 ci-après), l'enveloppe des pressions et températures DEC-B (voir paragraphe 2.8.3.4.4.5 ci-après) et la pression d'épreuve (voir paragraphe 2.8.3.4.4.6 ci-après).

2.8.3.4.3. Définition des critères de dimensionnement de l'enceinte

La définition des critères suit la même logique que les codes précédents en définissant des critères pour les zones singulières et pour les zones courantes, puis en définissant des critères pour chaque élément constitutif de la paroi (liner, béton, précontrainte, aciers passifs intrados, aciers passifs extrados, aciers d'efforts tranchant).

La distinction entre zone courante et zone singulière permet de définir des critères adaptés au fonctionnement mécanique de ces zones.

La zone courante est caractérisée par un fonctionnement essentiellement membranaire. Dans cette zone, la précontrainte permet d'obtenir un effort de compression dans la paroi et les seuls efforts de flexion sont induits par les effets thermiques.

Les zones singulières sont des zones qui sont le siège de moments de flexion mécanique et qui s'écartent du fonctionnement en membrane. Ces zones concernent également les parties

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

de l'ouvrage pour lesquelles la précontrainte ne permet pas de garantir un effort de compression dans la paroi (zone des TAM et SAS et zone du gousset).

La distinction entre les différents éléments constitutifs de la paroi permet de définir des critères adaptés à l'exigence de comportement attendue. La fonction supportage du liner par exemple, est liée au fonctionnement de la paroi à l'intrados, et notamment à la fissuration du béton. La limitation de la fissuration dans cette partie d'ouvrage, est assurée par la nappe d'acier passif située à l'intrados de la paroi. Ainsi, les critères des aciers intrados et extrados de l'enceinte seront-ils dissociés.

La définition précise des critères, est fournie dans le RCC-CW dans le chapitre DCONC 5300 pour la partie béton armé précontraint et DCLIN 4000 pour le liner métallique. Les principes sont définis ci-après.

2.8.3.4.3.1. Critères sur le béton (RCC-CW chapitre DCONC 5300)

Les critères de limitation de la compression sur le béton visent à limiter la formation de fissures, pendant la construction ou en fonctionnement normal et à limiter le fluage dans le béton.

Durant les épreuves d'étanchéité et de résistance, le critère appliqué au béton est un critère de non traction en zone courante (il s'agit indirectement d'un critère permettant de dimensionner l'effort de précontrainte).

En conditions DEC et DEH, la classe de résistance du béton est déterminée par l'exigence de non écrasement sous l'effort de compression induit par les effets thermiques ou mécaniques.

2.8.3.4.3.2. Critères sur la précontrainte (RCC-CW chapitre DCONC 5300)

Le principal critère de dimensionnement de la précontrainte est le critère de non traction dans la paroi en zone courante durant les situations d'épreuves ou en conditions DBC à la fin de la durée d'exploitation prévisible de l'ouvrage. Cet effort de précontrainte doit tenir compte des effets de poussée de la peau et des aciers passifs qui sont noyés dans le béton (autocontraintes liées aux déformations différées du béton et effets thermiques), pour atteindre ce critère de non traction dans le béton. Ce critère permet de définir l'espacement entre les câbles.

L'effort maximal dans les câbles est déterminé par application des critères de limitation de la tension à la mise en précontrainte.

Le résultat de ces deux principes conduit au dimensionnement de la précontrainte.

L'effort de traction dans le câble est calculé à la fin de la durée d'exploitation de l'ouvrage en intégrant les pertes de précontrainte (perte à court terme à la mise en tension, perte à long terme par relaxation et déformations différées du béton). Compte tenu de l'augmentation de l'épaisseur de l'enceinte, il est attendu que les pertes de précontraintes dues aux déformations différées du béton seront significativement réduites [].

Pour les conditions DEC, la contrainte de surtension dans les câbles de précontrainte est autorisée et est limitée à la valeur minimum de la limite de la contrainte élastique du liner. Ce critère permet de limiter la contrainte dans le liner. Ce critère de limitation de la surtension dans les câbles de précontrainte conduit à des niveaux de tensions dans les câbles et dans le liner, garantissant ainsi un fonctionnement globalement élastique de l'enceinte pour des situations du domaine de conception étendu.

Pour les conditions DEH, le code RCC-CW autorise l'application des critères ELU définis dans les Eurocodes, par conséquent, la tension dans les câbles de précontrainte sera limitée à une valeur inférieure à leur limite élastique.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.8.3.4.3.3. Critères sur les aciers (RCC-CW chapitre DCONC 5300)

Des critères différents sont définis pour les aciers situés à l'extrados et ceux situés à l'intrados. Les aciers à l'intrados participent indirectement au supportage du liner en ce sens que le niveau de contrainte dans les aciers est corrélé à l'ouverture de fissures. Par conséquent les critères pour les aciers à l'intrados sont toujours plus sévères que les critères pour les aciers à l'extrados.

En zone courante, compte tenu du fonctionnement membranaire de l'enceinte, les contraintes de flexion significatives, ne sont générées que par les effets thermiques accidentels.

En zone singulière, les contraintes membranaires sont limitées à environ 10% de la limite à la rupture des gaines de précontrainte soit 40 % de la limite élastique des aciers (pour des aciers de précontrainte de limite à la rupture 1860 MPa) pour limiter la fissuration traversante dans la paroi, dans les conditions DBC.

Pour les conditions DEC les contraintes membranaires sont limitées à environ 50 % de la limite élastique des aciers pour limiter la fissuration traversante dans la paroi.

En zone singulière et en zone courante les contraintes de flexion dans les aciers situés à l'extrados sont limitées à 80 % de la limite élastique des aciers pour permettre de maintenir un comportement élastique réversible dans l'enceinte pour les conditions DBC.

Pour les conditions DEC et DEH, la plastification des aciers passifs est autorisée en zone singulière mais la déformation plastique est plafonnée.

2.8.3.4.3.4. Critères sur le liner (RCC-CW chapitre DCLIN 4000)

Le liner assure le rôle d'étanchéité de l'enceinte de confinement en service normal et durant les conditions DBC et DEC et en cas d'agressions externes extrêmes naturelles.

Une partie de son dimensionnement résulte de la phase de construction durant laquelle il exerce la fonction de coffrage du béton de l'enceinte.

Le liner métallique subit les déformations différées imposées par le béton de la paroi.

Le liner n'intervient pas dans le calcul de la section résistante de la paroi d'enceinte, mais est pris en compte lorsque son effet est défavorable (cas de la poussée du liner s'opposant aux déformations différées du béton ou lors des scénarios d'accident avec la poussée thermique due à la dilatation empêchée du liner).

Le système d'ancrage du liner est composé :

- d'ancrages continus qui remplissent la fonction principale d'ancrage du liner au béton ;
- d'ancrages ponctuels dont la fonction est de limiter le cloquage du liner.

Les principes de dimensionnement s'appuient sur une limitation des déformations du liner en intégrant des défauts du liner et la prise en compte de la qualité de réalisation des soudures.

Des dispositions constructives sur la distance entre ancrages, permettent de tenir compte de la fissuration du béton et d'éviter les concentrations de déformations dans le liner.

2.8.3.4.4. Chargements

Les chargements pris en compte dans le dimensionnement de l'enceinte de confinement sont constitués de combinaisons de cas de charge élémentaires.

Les combinaisons sont détaillées dans le RCC-CW dans les tableaux du chapitre DGENR 3400. Elles sont définies selon les principes des Eurocodes avec la prise en compte des actions d'accompagnement à une action principale pour des situations aux ELS ELU et de

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

stabilité.

Les principaux cas de charge pour le dimensionnement de l'enceinte de confinement sont détaillés ci-dessous.

2.8.3.4.4.1. Construction

La phase de construction de l'enceinte est intégrée au dimensionnement puisque durant cette phase, l'ouvrage, qui se trouve dans une phase de stabilité transitoire, ou certaines parties d'ouvrages, peuvent être soumis à des niveaux de sollicitations importants, propres à cette étape. Par exemple le liner peut être soumis aux actions climatiques et à la poussée du béton, et la paroi est soumise à des efforts transitoires durant la phase de mise en précontrainte.

Dans le code RCC-CW les critères adaptés à ces situations transitoires du domaine de conception de référence sont définis dans le Level 0.

2.8.3.4.4.2. Conditions DBC

Pour l'enceinte de confinement, ces défaillances correspondent notamment à différents types et tailles de brèches sur les tuyauteries situées à l'intérieur du BR. Ces accidents conduisent à l'augmentation de la pression et de la température à l'intérieur de l'enceinte dont la cinétique dépend de la nature de l'événement initiateur et des matériels disponibles.

Dans une démarche de conception, un profil découpé enveloppe de l'ensemble des conditions DBC est établi. []

Ce profil est supposé enveloppe de toutes les conditions de pression et température pouvant survenir en conditions DBC et représentatif des cinétiques associées.

Dans le code RCC-CW les critères adaptés à ces conditions du domaine de conception de référence sont définis dans le Level I.2.

[]

FIGURE 7 : PROFIL DE PRESSION POUR LES CONDITIONS DBC – DIMENSIONNEMENT DE L'ENCEINTE

[]

FIGURE 8 : PROFIL DE TEMPERATURE POUR LES CONDITIONS DBC – DIMENSIONNEMENT DE L'ENCEINTE

2.8.3.4.4.3. Séisme de dimensionnement

En tant que structure de l'îlot nucléaire, l'enceinte de confinement est dimensionnée selon le spectre de séisme défini au paragraphe 2.8.3.1 ci-avant.

Dans le code RCC-CW, les critères adaptés à ces conditions du domaine de conception de référence sont définis dans le Level I.2.

2.8.3.4.4.4. Conditions DEC-A

Par hypothèse de découplage en phase de début de projet et compte tenu du caractère enveloppe du profil de pression et température DBC, le profil correspondant aux conditions DEC-A est le même profil que celui correspondant aux conditions DBC.

Dans le code RCC-CW les critères adaptés à ces conditions du domaine de conception étendu DEC sont définis dans le Level II.1.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.8.3.4.4.5. Conditions DEC-B

Pour les conditions DEC-B, le profil retenu pour la conception est identique au profil de qualification des équipements participant au confinement défini au chapitre 2.7 du présent volume.

Ce profil est supposé enveloppe de toutes les conditions de pression et température pouvant survenir en conditions DEC-B et représentatif des cinétiques associées.

Dans le code RCC-CW les critères adaptés à ces conditions du domaine de conception étendu DEC sont définis dans le Level II.1.

2.8.3.4.4.6. Epreuve

Les épreuves de résistance et d'étanchéité de l'enceinte qui ont pour objet de vérifier l'aptitude au confinement de l'enceinte dans les situations accidentelles sont prises en compte dans le dimensionnement avec des critères correspondant au fonctionnement normal.

La pression d'épreuve d'étanchéité est définie comme l'enveloppe des pressions des conditions DBC et DEC pour lesquelles le critère de 0,2 %/j de la masse de gaz contenue dans le volume délimité par l'enceinte doit être vérifié.

L'épreuve d'étanchéité est réalisée selon une périodicité de 10 ans.

L'épreuve de résistance est réalisée une fois avant la mise en service de l'installation. Elle correspond à la pression d'épreuve d'étanchéité majorée de 10 % pour tenir compte des effets thermiques du liner associés aux situations accidentelles.

Dans le code RCC-CW les critères adaptés à ces conditions du domaine de conception de référence sont définis dans le Level I.1.

2.8.3.4.4.7. Combinaison APRP + Séisme

Le cumul conventionnel de l'APRP et du séisme sera pris en compte de façon réaliste, en considérant un cumul quadratique des efforts provenant de ces deux actions.

L'APRP considéré est celui correspondant à la rupture de la jambe d'expansion du pressuriseur (DBC4).

Dans le code RCC-CW les critères adaptés à ces conditions hors du domaine de conception de référence et du domaine de conception étendu sont les critères de l'ELU.a définis dans les Eurocodes.

2.8.3.4.4.8. Cumul de conditions DEC-B à long terme avec un séisme

Compte tenu de la durée des conditions DEC-B, il est postulé qu'un séisme peut se produire pendant la phase long terme de l'événement. Le niveau de séisme considéré est le séisme raisonnablement prévisible dont l'accélération à période nulle est de 0,05g.

Dans le code RCC-CW les critères adaptés à ces conditions du domaine de conception étendu sont définis dans le Level II.1.

2.8.3.4.4.9. Agressions externes extrêmes naturelles

La principale agression externe extrême naturelle qui peut avoir un impact sur l'enceinte de confinement est le séisme. Le dimensionnement de l'enceinte de confinement permettra de démontrer que les objectifs de sûreté associés sont respectés après un tel événement.

Dans le code RCC-CW les critères adaptés à ces conditions du domaine de conception étendu sont les critères de l'ELU.a définis dans les Eurocodes.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Le guide AIEA NSG 1.10 traite de l'enceinte de confinement et des systèmes de confinement associés. Ce guide n'associe pas de critères relatifs à l'étanchéité après des agressions de référence sans pression interne. Néanmoins il précise que pour un projet neuf le level II d'étanchéité ne doit pas être dépassé (suppression du level III dans la mise à jour en cours de discussion). Dans ce guide, les agressions externes extrêmes naturelles ne font pas partie des cas de chargements intégrés à la conception.

Le RCC-CW en intégrant les agressions externes extrêmes à la conception considère que le level II est un objectif acceptable pour la fonction confinement. Néanmoins pour les éléments du confinement qui sont dans le périmètre du code, le RCC-CW spécifie des critères pour le liner par le moyen de dispositions constructives (distance minimale entre ancrages du liner compatible avec la fissuration du béton) au chapitre DCLIN 4800 (voir également paragraphe 2.8.3.4.3.4 ci-avant). Par conception et en appliquant ces critères on cherche ainsi à limiter la déformation du liner en traction dans l'objectif de garantir la non déchirure du liner et le maintien d'un taux de fuite de 0,2 %/j de la masse de gaz contenue dans le volume délimité par l'enceinte après une agression externe extrême naturelle.

2.8.3.4.4.10. Prise en compte des ruptures guillotines sur les tuyauteries soumises au principe d'exclusion de rupture

Les pressions et températures obtenues dans l'enceinte en cas de rupture guillotine sur les tuyauteries soumises au principe d'exclusion de rupture sont supposées couvertes par le profil de découplage retenu pour les conditions DEC-A (études réalisées au titre de la défense en profondeur, voir chapitre 2.5 du présent volume).

2.8.3.4.5. Tenue ultime de l'enceinte

Le calcul de la tenue ultime de l'enceinte s'inscrit dans le cadre des Etudes Probabilistes de Sûreté (EPS) de niveau 2. Ce calcul permet d'évaluer la pression maximum pour laquelle le confinement est maintenu avec un niveau de confiance élevé (95%).

La réalisation de cette étude dès la phase de « basic design », permet d'identifier les zones les plus fragiles de l'enceinte pour éventuellement les renforcer et améliorer le comportement de l'ouvrage.

Les précédentes études de tenue ultime des enceintes ont montré que les critères de dimensionnement de la précontrainte et notamment le critère de non traction dans le béton à la pression de dimensionnement permettaient d'obtenir des marges significatives pour résister à une pression significativement supérieure à la pression de dimensionnement. Il devrait donc en être de même pour l'enceinte simple de l'EPR NM.

2.8.3.5. Principe général de protection vis-à-vis de l'impact avion

L'approche visée est conforme aux termes de la RFS I.2.a [25] 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. Cette analyse de risque conduit à ne considérer pour EPR NM que l'aviation générale au titre de l'application de la RFS I.2.a, la chute accidentelle de l'aviation militaire ou commerciale présentant une probabilité d'occurrence suffisamment faible pour être écartée en France.

[]

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.9. DIMENSIONNEMENT DES SYSTEMES ET COMPOSANTS MECANIQUESSOUS PRESSION

2.9.1. INTRODUCTION

Le dimensionnement d'un équipement sous pression est réalisé en tenant compte notamment des sollicitations d'origine mécanique et thermique qui dépendent des conditions de fonctionnement de l'installation ou du fonctionnement propre du système dans lequel il est intégré. Ce dimensionnement est réalisé selon des critères qui garantissent son aptitude à remplir sa fonction, gradués en fonction des exigences de sûreté. Il ne repose pas nécessairement sur les mêmes critères mécaniques que ceux utilisés pour le dimensionnement des systèmes utilisés en fonctionnement normal, pour autant que les exigences fonctionnelles et exigences requises par la réglementation des équipements sous pression demeurent respectées.

2.9.2. PRISE EN COMPTE DE LA REGLEMENTATION ESPN

La réglementation française relative aux Equipements Sous Pression Nucléaire (ESPN) (voir chapitre 1.1 du présent volume) est d'application pour la conception, la fabrication et le suivi en service des ESPN d'un nouveau réacteur. Elle vise à en garantir la sécurité vis-à-vis des risques pression et radioprotection en complément des principes de sûreté décrits dans le présent volume.

Cette réglementation donne un ensemble d'obligations pour le Fabricant et l'Exploitant, en complément de celles issues de l' « arrêté INB », qui doivent être suivies depuis la phase de conception jusqu'à la phase d'exploitation des ESPN sur site. L'application des exigences réglementaires dépend notamment du niveau ESPN affecté à l'équipement (lié principalement aux rejets radioactifs potentiels en cas de défaillance de l'équipement), de la catégorie de risques de l'équipement (cat. 0 à IV) fonction notamment du fluide qu'il contient et du rôle de l'équipement dans le confinement de substances radioactives. Par ailleurs, cette réglementation définit les modules d'évaluation retenus ou imposés pour attester la conformité de l'équipement ainsi que les organismes qui peuvent réaliser cette évaluation.

2.9.3. DEFINITION DES SITUATIONS DE FONCTIONNEMENT ET DES CHARGEMENTS A CONSIDERER DANS LA CONCEPTION

Les situations de fonctionnement des équipements du Circuit Primaire Principal / Circuit Secondaire Principal (CPP/CSP) sont classées en catégories, conformément à la réglementation des équipements sous pression (voir chapitre 1.1 du présent volume) et à la référence [11] :

- catégorie 2, regroupant les situations normales et les situations perturbées du CPP/CSP ;
- catégorie 3, regroupant les situations exceptionnelles du CPP/CSP ;
- catégorie 4, regroupant les situations hautement improbables du CPP/CSP (qui incluent celles résultant des séquences d'événements multiples) ;
- situations d'essai ;
- situations d'épreuve hydraulique.

Les situations de 2^e et 3^e catégories sont dites raisonnablement prévisibles et les situations de 4^e catégorie sont dites hautement improbables.

Une situation CPP/CSP est définie comme étant l'ensemble constitué par :

- un événement initiateur (transitoire programmé, incident, conditions de fonctionnement de référence DBC et conditions de fonctionnement avec

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

défaillances multiples DEC-A) ;

- un état descriptif des systèmes pris en considération dans la définition du transitoire thermohydraulique CPP/CSP (régulation, limitation, protection...);
- les conséquences thermohydrauliques qui en résultent, évaluées en variations de pression, de température et de débit ;
- un nombre d'occurrences.

Pour les circuits hors CPP/CSP, la conception doit tenir compte des situations du CPP/CSP pour lesquelles il intervient mais également des situations propres du circuit.

Conformément à l'annexe 1 de la directive 2014/68/UE relative aux équipements sous pression rendue applicable par le décret 2015-799 du 1^{er} juillet 2015 (voir chapitre 1.1 du présent volume), ces équipements doivent être conçus pour supporter des chargements correspondant à l'usage envisagé, ainsi que pour d'autres situations de fonctionnement raisonnablement prévisibles. Ces chargements sont complétés par ceux issus des situations de 4^e catégorie pour lesquelles l'exploitant exprime les exigences applicables ainsi que des agressions externes prises en compte.

Des hypothèses réalistes et méthodes physiques peuvent être utilisées pour démontrer la capacité d'un équipement à remplir ses fonctions en cas d'agressions externes extrêmes naturelles selon les principes présentés au chapitre 2.4 du présent volume.

2.9.4. CONCEPTION MECANIQUE DU CIRCUIT PRIMAIRE DANS LE « BASIC DESIGN » EPR NM

2.9.4.1. Conception du circuit primaire

Pour EPR NM, il est prévu de concevoir l'INB en régime installation (conformément aux définitions de la réglementation ESPN, voir chapitre 1.1 du présent volume).

Dans la conception du circuit primaire en régime installation, l'exploitant porte notamment la responsabilité :

- de la conception de l'installation « circuit primaire » et de la déclinaison des fonctions et requis aux bornes des équipements primaires ;
- de la déclinaison des situations et charges aux bornes des équipements sous pression qui constituent l'installation « circuit primaire ».

La définition des règles de conception et de construction des installations nucléaires fait l'objet de la commandite AFCEN « Constitution d'installations nucléaires », dont le travail est en cours. Ces éléments ne seront donc pas détaillés ci-après.

2.9.4.2. Conception de l'installation et définition des fonctions et requis adressés aux équipements

La démarche «ingénierie système», appliquée dans le « basic design » EPR NM, consiste à concevoir fonctionnellement l'architecture des systèmes. Les systèmes sont représentés par des nœuds qui constituent l'architecture du produit, et auxquels sont attachés des fonctions et des requis, qui sont déclinés à chaque niveau de l'arborescence, jusqu'à atteindre le niveau de l'équipement.

Les fonctions et requis ainsi définis constituent le cahier des charges de l'équipement exprimé par l'exploitant et adressé au fabricant, et à partir duquel la conception mécanique est réalisée.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.9.4.3. Définition des situations et charges aux bornes des équipements primaires et itération avec la conception des équipements

La description des situations et charges vues par l'équipement est à la fois nécessaire à son dimensionnement et à l'évaluation du risque de ruine mécanique. La définition des situations et charges aux bornes de l'équipement relève de l'exploitant.

Les données de chargements associées aux situations sont principalement constituées :

- des chargements thermohydrauliques : évolution des pressions et températures vues par les équipements au cours des différentes situations. Ces données sont regroupées dans le Dossier Des Situations (DDS).
- des chargements mécaniques d'interface entre les équipements, dont l'origine peut être un chargement statique, thermique (efforts liés aux dilatations différentielles) ou dynamique (exemple : efforts en situations de séisme, efforts de décompression hydrauliques dans le cas des brèches). Les chargements d'interface entre les équipements du CPP sont issus du calcul de boucle et du calcul de bloc réacteur.

Chargements thermohydrauliques (DDS)

L'évolution des températures et des pressions est déterminée sur la base de la modélisation EPR en intégrant l'évolution des fonctions et requis EPR NM, qui conduisent à de nouveaux volumes des équipements.

Le paragraphe 2.9.5 ci-après décrit la démarche associée à la définition du dossier des situations.

Chargements mécaniques

Les chargements mécaniques d'interface entre les équipements primaires résultent par nature de la conception des équipements. Il n'est donc pas possible de disposer au départ de l'ensemble des chargements. Le processus de définition des chargements mécaniques est nécessairement itératif avec la conception.

Dans le « basic design » EPR NM, ce processus repose sur les étapes suivantes :

- **étape 1** : Détermination des efforts préliminaires d'interface entre équipements et parties d'équipements de la boucle primaire, sur la base d'hypothèses sur la conception des équipements primaires – activité relevant de l'exploitant ;
Cette étape repose sur des hypothèses à la fois sur la conception des équipements primaires et des supports primaires (raideurs, masses), et sur les chargements considérés (séisme, efforts thermiques, efforts dynamiques de décompression en cas de brèche). Les chargements obtenus visent à confirmer la configuration de supports primaires considérée en hypothèse, et à fournir les efforts nécessaires au dimensionnement.
- **étape 2** : Conception mécanique des équipements primaires et dimensionnement – activité relevant du fabricant ;
Cette étape s'appuie sur la réalisation d'une analyse de risques ESPN préliminaire à partir de laquelle les choix de conception sont réalisés.
- **étape 3** : Intégration des équipements primaires dans la boucle primaire et intégration des éléments du bloc réacteur, détermination des efforts d'interface finaux (cadre « basic design ») – activité relevant de l'exploitant ;
- **étape 4** : Analyse des zones sensibles à la fatigue et à la rupture brutale - activité relevant du fabricant ;

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- **étape 5** : Mise à jour de l'analyse de risques ESPN – Activité relevant du fabricant.

2.9.5. DEFINITION DU DOSSIER DES SITUATIONS

Ce paragraphe vise à décrire la démarche générale de définition du dossier des situations pour la conception et la justification mécanique des équipements :

- prise en compte du retour d'expérience de l'EPR de Flamanville sur les justifications mécaniques ;
- liste des situations considérées ;
- présentation de la démarche de pénalisation des transitoires du DDS. Cette démarche est identique à celle adoptée sur l'EPR Flamanville.

2.9.5.1. Analyse de la conception mécanique de l'EPR Flamanville

[]

2.9.5.2. Liste des situations

La liste des situations, fournie par l'exploitant, est construite à partir :

- de la liste des situations normales d'exploitation envisagées ;
- des situations d'essais (et épreuves) pouvant être subies ;
- des conditions de fonctionnement de référence DBC2-4 ;
- des conditions de fonctionnement avec défaillances multiples DEC-A.

Liste des situations de 2^e catégorie :

Les situations normales d'exploitation et les incidents courant de fonctionnement, constitutifs des situations de 2^e catégorie, sont définis sur la base :

- du fonctionnement prévu de l'installation ;
- du retour d'expérience de l'exploitant.

La liste des situations de 2^e catégorie est donc issue du croisement de la liste des situations de l'EPR Flamanville, de la mise à jour du retour d'expérience de l'exploitant et des spécificités de l'EPR NM. Elle intègre les conditions de fonctionnement DBC2.

Liste des situations de 3^e et 4^e catégories :

La liste des situations de 3^e et 4^e catégories à considérer est fournie par l'exploitant, et est cohérente avec les conditions de fonctionnement DBC3 pour ce qui concerne les situations de 3^e catégorie et avec les conditions de fonctionnement DBC4 et DEC-A pour ce qui concerne les situations de 4^e catégorie.

La stratégie de constitution retenue pour la liste des situations de 3^e et 4^e catégories est la suivante :

- reprise des situations de 3^e et 4^e catégories étudiées sur l'EPR Flamanville ;
- ajout de situations complémentaires présentes dans les dossiers des situations du parc EDF en exploitation ;
- analyse des spécificités EPR NM.

Pour les situations de 3^e et 4^e catégories, dans la mesure où le démarrage de système(s) de sauvegarde est nécessaire pour avoir un choc froid, la cohérence de la liste des situations

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

avec les DBC3-4 et DEC-A permet de s'assurer de l'exhaustivité vis-à-vis de la tenue de la seconde barrière.

2.9.5.3. Pénalisation des paramètres thermohydrauliques

Les transitoires thermohydrauliques du DDS sont issus de la liste des situations, et pénalisés selon les modes de ruine étudiés.

2.9.5.3.1. Déformation excessive et instabilité plastique

Les dommages de déformation excessive et d'instabilité plastique sont étudiés pour toutes les catégories de situations, selon des critères propres à chaque catégorie.

Les études mécaniques retiennent les valeurs maximales de pression et de température parmi toutes les situations du DDS, pour chaque catégorie. Les critères à respecter sont différents selon la catégorie de la situation.

Ainsi vis-à-vis de ce dommage, il est nécessaire de pénaliser les situations pour obtenir des valeurs de pressions (ou de différentiel de pression) et de températures les plus importantes.

2.9.5.3.2. Déformation progressive

Les transitoires sévères pour ce dommage sont ceux présentant :

- des variations importantes de pression ;
- des variations importantes de contraintes thermiques dans le métal (entre un état homogène et une variation spatiale importante dans l'épaisseur du métal créée par des évolutions importantes et rapides de la température fluide associée à un débit important) ;
- un nombre suffisant d'occurrences, mais le nombre d'occurrence n'intervient pas dans le respect du critère.

L'absence de déformation progressive est étudiée pour les situations de 2^e catégorie où un nombre d'occurrences est associé pour chaque situation.

2.9.5.3.3. Fatigue

La fatigue est un dommage essentiellement pénalisé par des amplitudes importantes de variation de pression et température, de manière répétée. Ce dommage est étudié en 2^e catégorie où un nombre d'occurrences est associé pour chaque situation, et pour les épreuves hydrauliques. Toutes les situations de 2^e catégorie interviennent dans le calcul de fatigue : le résultat de ce calcul fournit le facteur d'usage et comprend la participation de chaque situation au dommage. Ce résultat mécanique est ensuite comparé au critère à respecter.

Les transitoires sévères pour ce dommage sont ceux présentant :

- des variations importantes de pression ;
- des variations importantes de contraintes thermiques dans le métal (différence entre un état homogène et une variation spatiale importante dans l'épaisseur du métal créée par des évolutions importantes et rapides de la température fluide associées à un débit important) ;
- un nombre élevé d'occurrences.

2.9.5.3.4. Rupture brutale

Ce dommage est étudié dans toutes les catégories. Contrairement à la fatigue, toutes les situations n'interviennent pas dans le résultat final de l'étude mécanique (facteur de marge

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

minimal). Chaque situation est étudiée séparément.

Les transitoires sévères pour ce dommage sont ceux présentant un choc thermique rapide de forte amplitude (avec un débit important et un maintien de la température atteinte) associé à une pression élevée.

Dans la pratique, toutes les situations de 3^e et 4^e catégories sont pénalisées vis-à-vis de la rupture brutale, en présentant des chocs d'amplitude maximale couplés à une pression la plus élevée possible.

Vis-à-vis de la rupture brutale, les chocs froids sont plus sévères pour les défauts considérés en peau interne de la paroi des équipements.

Le risque de rupture brutale apparaît s'il y a conjonction de :

- la présence d'un défaut nocif (ayant une composante perpendiculaire à la surface du composant, défaut sous revêtement par exemple) ;
- une ténacité du matériau insuffisante ;
- des chargements mécaniques et / ou thermiques importants.

Cela conduit en pratique à étudier principalement les défauts débouchants en peau interne des parois des équipements.

Ainsi, la démarche générale du dossier des situations consiste à pénaliser les chocs froids, et les niveaux de pression.

2.9.5.4. Application à la définition des transitoires dans le DDS

De façon générale, les situations de 2^e catégorie sont pénalisées essentiellement vis-à-vis de la déformation progressive et la fatigue, à l'exception de quelques situations particulières pénalisées vis-à-vis de la rupture brutale (exemple : surpression en état d'arrêt à froid).

Les situations de 3^e et 4^e catégories sont essentiellement pénalisées vis-à-vis de la rupture brutale, par la recherche de chocs thermiques ou variations brutales de température à pression élevée.

La déformation excessive est également étudiée via les transitoires de surpression dimensionnant pour chacune des catégories.

Les principales zones étudiées ainsi que des exemples de pénalisations apportées sur quelques zones particulières sont donnés dans les paragraphes suivants.

2.9.5.4.1. DDS du circuit primaire (hors pressuriseur)

Les transitoires définis dans le DDS du circuit primaire sont appliqués à la cuve et à ses internes et aux boucles primaires (branches, volute de pompe, primaire GV (Générateurs de Vapeur)).

Le phénomène principalement recherché vis-à-vis de la rupture brutale est le choc froid pressurisé sur la cuve, au niveau des tubulures d'entrée et de sortie et en zone de cœur. Les transitoires ainsi définis sont ensuite appliqués aux autres zones du circuit primaire.

Le principe général est alors de maximiser les hypothèses pénalisantes, à savoir les sources de refroidissement, pour maximiser l'amplitude et la cinétique de baisse de température, par exemple par :

- la minimisation de la température des sources d'injection (système d'injection de sécurité (RIS), système de borication de sécurité (RBS), charge du système de contrôle chimique et volumétrique (RCV)) ;
- la maximisation des débits de ces mêmes sources d'injection.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.9.5.4.2. DDS entrée / sortie secondaires GV

Les situations thermohydrauliques présentées dans les DDS GV de 2^e, 3^e et 4^e catégories sont applicables aux entrées secondaires (tubulures du système d'alimentation normal des générateurs de vapeur (ARE) et du système d'alimentation en eau de secours des générateurs de vapeur (ASG)) et à la sortie secondaire des GV et sont utilisées comme conditions aux limites pour définir les chargements thermohydrauliques à appliquer aux parties internes des GV, ainsi qu'aux lignes connectées aux GV.

A titre d'exemple, pour les tubulures d'eau alimentaire ARE et ASG, les principes généraux de pénalisation sont les suivants :

En 2^e catégorie, les transitoires sont définis de manière à maximiser les contraintes induisant un risque de fatigue. Dans ce cadre, les hypothèses suivantes sont généralement prises en compte pour la définition des situations :

- maximisation des arrêts/démarrage des systèmes ;
- maximisation des amplitudes des variations de températures d'injection (pour ARE) ;
- maximisation des débits d'injection.

En 3^e et 4^e catégories, les transitoires sont définis de manière à maximiser les contraintes induisant un risque de rupture brutale. Dans ce cadre, les hypothèses suivantes sont généralement prises en compte pour la définition des situations :

- pression maximale (en particulier, les pressions de tarage des organes secondaires sont augmentées de leur incertitude) ;
- température minimale (température d'injection de l'ASG minimale, gradients de refroidissement maximaux) ;
- débits d'injection maximaux afin de pénaliser les coefficients d'échange fluide/paroi.

2.9.5.4.3. DDS pressuriseur

Les situations thermohydrauliques présentées dans le DDS dédié au pressuriseur sont applicables au pressuriseur et aux lignes qui lui sont connectées (ligne d'expansion, piquages des soupapes du pressuriseur et lignes d'aspersion).

A titre d'exemple, la température au piquage ligne d'expansion (LEP)/Branche Chaude (BC) est pénalisée de la manière suivante :

- en fonctionnement nominal à pleine puissance, le piquage LEP/BC est à la température de la branche chaude ;
- lorsque l'eau du pressuriseur descend dans la ligne d'expansion, la température au piquage LEP/BC est prise égale à la température de saturation du pressuriseur ;
- lorsque l'eau de la branche chaude monte dans la ligne d'expansion, la température au piquage LEP/BC est prise égale à la température en branche chaude.

Les chocs thermiques au piquage LEP/BC associés à chaque passage de la température de saturation du pressuriseur à la température de la branche chaude et inversement sont considérés instantanés de manière conservative.

En 2^e catégorie, pour les analyses à la fatigue, ces chocs thermiques sont maximisés en amplitude et en nombre au cours d'un même transitoire. En 3^e et 4^e catégories, seule

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

l'amplitude est maximisée.

2.9.6. RETOUR D'EXPERIENCE DE L'EXPLOITANT, RETOUR D'EXPERIENCE DU FABRICANT

2.9.6.1. Retour d'expérience de l'exploitant

Le retour d'expérience de l'exploitant constitue une donnée d'entrée pour la conception des équipements. On distingue le retour d'expérience de l'exploitant provenant de l'exploitation des réacteurs en fonctionnement, du retour d'expérience de l'exploitant issu des précédentes constructions de réacteur, principalement EPR.

Le retour d'expérience issu de l'exploitation des réacteurs en fonctionnement est transmis au fabricant au titre de l'article 8 de l'arrêté du 30/12/2015 relatif aux équipements sous pression nucléaires (voir chapitre 1.1) dans le but de mettre à disposition du fabricant les connaissances acquises concernant les dégradations rencontrées lors de l'exploitation. Ce retour d'expérience se matérialise par un document par type d'équipement, et qui constitue une donnée d'entrée pour l'analyse de risques lors de la conception de cet équipement.

Le retour d'expérience de l'exploitant lié aux précédentes constructions de réacteurs EPR (intégration, essais, mise en service des équipements dans une installation), vient compléter le retour d'expérience propre au fabricant. Une collecte et une synthèse de ces éléments de retour d'expérience est réalisée au sein du projet EPR NM. Les éléments sont transmis par l'exploitant au fabricant en charge de la conception d'un équipement.

2.9.6.2. Retour d'expérience du fabricant

Dans le cadre du « basic design » de l'EPR NM, une analyse du retour d'expérience issu de la conception, de la fabrication, de l'approvisionnement des matériaux et de la mise en œuvre de la réglementation ESPN de l'EPR est réalisée pour les équipements primaires. Ce retour d'expérience est pris en compte dans la conception de l'équipement à travers l'analyse de risques ESPN (voir paragraphe 2.9.7.2 ci-après).

La prise en compte du retour d'expérience inclut notamment la problématique des ségrégations carbone sur les calottes de cuve. Le paragraphe suivant présente comment ce retour d'expérience sera pris en compte sur EPR NM.

2.9.6.3. Retour d'expérience relatif aux zones ségréguées et dispositions pour EPR NM

[]

2.9.7. CONCEPTION DES EQUIPEMENTS PRIMAIRES ESPN – APPLICATION AU « BASIC DESIGN » EPR NM

2.9.7.1. Introduction

Une conception préliminaire des équipements primaires permettant de satisfaire les fonctions et requis est réalisée dans la phase de « basic design ».

La définition technique des équipements primaires se poursuivra dans la phase ultérieure de conception détaillée, pour permettre le lancement des approvisionnements et des fabrications.

Au titre de l'arrêté du 30 décembre 2015 relatif aux Equipements Sous Pression Nucléaires (ESPN) (voir chapitre 1.1) le fabricant réalise une analyse de risques en tenant compte des données fournies par l'exploitant et du caractère radioactif du fluide que l'équipement contiendra. Le fabricant conçoit et construit ensuite ses équipements en tenant compte de son analyse.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Dans le cadre du « basic design » EPR NM, l'application aux équipements primaires ESPN N1 de cette exigence réglementaire est réalisée par le fabricant Framatome selon le guide AFCEN [41].

Ce paragraphe vise à décrire l'application de ce processus au « basic design » EPR NM, et à préciser comment le retour d'expérience y est pris en compte.

Les activités décrites dans la suite de ce paragraphe relèvent du fabricant réglementaire.

2.9.7.2. Analyse de risques ESPN selon la méthodologie AFCEN

L'analyse de risques est initiée en préalable à la conception mécanique de l'équipement, et est alimentée tout au long de la conception de l'équipement. Ce paragraphe rappelle les principales étapes de l'analyse de risques telles que définies dans le guide AFCEN [41].

2.9.7.2.1. Analyse Fonctionnelle du Besoin (AFB)

L'Analyse Fonctionnelle du Besoin (AFB) d'un équipement, a pour but de définir, à partir du besoin exprimé et des conditions d'utilisation prévues ou envisageables, ce que doit faire cet équipement : cette analyse doit en particulier intégrer l'expression fonctionnelle du besoin de l'exploitant, exprimée à travers les exigences d'architecture du système qui contient l'équipement.

Le principe de base de cette analyse consiste, après avoir établi le cycle d'utilisation de cet équipement, à examiner les rapports de cet équipement avec tout ce qui l'environne dans les différentes situations où il se trouve. C'est l'identification des fonctions d'usage et des fonctions contraintes.

Le fabricant s'approprie le besoin exprimé par l'exploitant pour réaliser l'AFB. Ce besoin peut être complété ou précisé par le fabricant, par exemple pour intégrer ses propres attentes ou expliciter les fonctions définies par l'exploitant. Le fabricant s'approprie les exigences réglementaires qui lui sont directement applicables pour les injecter dans l'AFB, en plus de celles qui proviennent de l'exploitant.

2.9.7.2.2. Analyse Fonctionnelle Technique (AFT)

L'Analyse Fonctionnelle Technique (AFT) consiste à passer des fonctions d'usage et de contraintes définies par l'AFB, à des fonctions techniques de niveau de plus en plus fin. Les fonctions techniques dépendent des principes de fonctionnement et sont affectables à des composants de l'équipement (solution technique).

L'AFT produit une liste de fonctions techniques associées à des composants. Lors de cette étape, le fabricant conçoit l'équipement en choisissant des solutions qui répondent aux fonctions techniques, ce qui permet de construire l'arborescence matérielle.

2.9.7.2.3. Analyse des Modes Défaillance et de leur Effets (AMDE)

L'analyse des modes de défaillance et de leurs effets (AMDE) est l'étape au travers de laquelle le fabricant identifie les fonctions techniques dont la défaillance est susceptible d'induire un risque du fait de la pression ou de la radioactivité pendant la phase d'exploitation. Pour ces fonctions techniques, l'AMDE doit identifier les modes de défaillance et, par phase de vie, les causes associées.

Pour chacune des causes de défaillances, l'analyse doit identifier les parades que le fabricant doit mettre en place en phases de conception et de fabrication pour réduire les risques autant que possible. Ces parades doivent prendre en compte les Exigences Essentielles de Sécurité (EES) et les Exigences de Radioprotection (ERP) qui s'appliquent du fait de la réglementation ESPN (voir chapitre 1.1 du présent volume).

Au final, le fabricant évalue s'il existe un risque résiduel. Si celui-ci n'est pas négligeable, le

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

fabricant l'identifie pour introduire dans la notice d'instructions des prescriptions pour les phases d'installation et d'exploitation, en les accompagnant le cas échéant de recommandations.

L'analyse de risques en phase de « basic design » a vocation à être complétée en phase de conception détaillée pour pouvoir intégrer le dossier de conception complet nécessaire à la demande de recevabilité.

2.9.7.3. Prise en compte du retour d'expérience dans le processus d'analyse de risques

La prise en compte du retour d'expérience concerne à la fois le retour d'expérience transmis par l'exploitant et le retour d'expérience propre au fabricant (voir paragraphe 2.9.6 ci-avant).

Lors de la phase d'AFT, une fois les fonctions techniques des différents composants identifiées, le fabricant identifie des solutions techniques permettant de répondre aux fonctions techniques. Le retour d'expérience intervient dans cette phase pour orienter le choix de la solution technique.

2.9.7.4. Conception mécanique des équipements en interaction avec l'analyse de risques

La conception mécanique de l'équipement s'organise autour de l'analyse de risques. Ce paragraphe résume les principales activités du processus.

2.9.7.4.1. Identifier les solutions retenues pour satisfaire aux exigences réglementaires : codes, normes et standards techniques applicables

Les solutions retenues pour satisfaire aux exigences réglementaires désignent l'ensemble des codes, normes, spécifications ou standards techniques qui par leur application permettent au fabricant :

- de répondre aux exigences essentielles de sécurité et de radioprotection applicables ;
- et de mettre en œuvre les moyens de réduction du risque identifiés dans l'analyse de risques.

Ces codes, normes et standards techniques sont ensuite appliqués dans les phases de conception, d'approvisionnement des matériaux et de fabrication des équipements.

2.9.7.4.2. Dimensionner l'équipement

Cette phase consiste à définir et justifier les dimensions des équipements en tenant compte des chargements auxquels ils sont soumis.

Le dimensionnement identifie et définit les dimensions importantes pour se prémunir des risques de déformation excessive, d'instabilité plastique et de flambage (le cas échéant).

2.9.7.4.3. Réaliser les plans d'équipement

Les plans d'équipement ont pour objectif de donner la définition dimensionnelle de l'équipement en vue de sa fabrication. A ce titre, les plans d'équipement sont l'expression des exigences dimensionnelles du concepteur vers le manufacturier. Les plans d'équipements incluent notamment les dimensions qui sont liées à un risque identifié dans l'analyse de risques, selon la démarche proposée par le guide AFCEN [42].

Les plans d'équipement sont déclinés en plans de fabrication dans une étape ultérieure.

Dans le « basic design » EPR NM, les plans d'équipements visent principalement à définir la géométrie des gros forgés. Les plans d'équipements seront complétés dans la phase de la

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

conception détaillée.

2.9.7.4.4. Justifier le choix des matériaux

La justification du choix des matériaux est faite au regard des exigences réglementaires et des parades définies par l'analyse de risques. Elle est réalisée dans le cadre de l'Evaluation Particulière des Matériaux pour une application Nucléaire. Les matériaux sont notamment choisis sur la base du retour d'expérience en fabrication et en service.

2.9.7.4.5. Analyser l'inspectabilité

L'objectif de cette analyse est de s'assurer de la faisabilité de l'inspection en cas de risque résiduel nécessitant une parade en service, et si besoin de prendre des dispositions de conception pour permettre l'inspection. La démarche suivie est celle du guide AFCEN [43].

Les orientations du projet en matière de contrôlabilité en exploitation sont les suivantes :

- privilégier les contrôles ultrasonores pour les contrôles volumiques (sans exclure les contrôles radiographiques) ;
- prendre en compte le retour d'expérience des EPR Flamanville, Hinkley Point et Olkiluoto ;
- définir et garantir l'accessibilité ;
- maîtriser l'inspectabilité des composants et faire des choix afférents en termes de conception et de fabrication.

Ainsi, l'inspectabilité est prise en compte dès la conception. Les exigences de l'exploitant sont en cours d'établissement pour l'inspection en service, et pourraient par exemple porter sur le fait de :

- créer des dégagements autour de la zone d'inspection (obstacles, recul des traducteurs) ;
- privilégier les géométries simples des zones contrôlées ;
- définir la finition de la surface d'exploration (rugosité, ondulation, arasage) ;
- définir les conditions qui rendent un joint soudé contrôlable ;
- définir les exigences sur le bruit de fond des tubes de générateur de vapeur.

2.9.7.4.6. Analyser les zones sensibles

L'objectif de cette analyse est d'identifier les zones sensibles à la fatigue, à la propagation des défauts par fatigue et à la rupture brutale, et éventuellement de prendre des dispositions de conception sur les équipements pour améliorer les marges vis-à-vis des dommages mécaniques. Les analyses sont réalisées sur la base de calculs simplifiés, ou par référence justifiée à des cas antérieurs, issus du retour d'expérience du fabricant.

L'analyse complète et la quantification des marges mécaniques est réalisée ultérieurement dans le cadre du dossier d'analyse du comportement et dans les dossiers de rupture brutale.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.10. LEÇONS TIREES DE L'ACCIDENT DE LA CENTRALE NUCLEAIRE DE FUKUSHIMA DAI-ICHI

2.10.1. INTRODUCTION

Le 11 mars 2011, un séisme de magnitude 9 est survenu 80 km à l'est de l'île japonaise de Honshu. Le séisme a entraîné :

- l'arrêt automatique des trois réacteurs en fonctionnement (réacteurs 1, 2 et 3) de la centrale nucléaire de Fukushima Dai-ichi, composée de 6 réacteurs à eau bouillante ;
- la perte des alimentations électriques externes des réacteurs et le démarrage des alimentations électriques de secours (groupes électrogènes à moteur diesel) pour faire fonctionner des pompes de refroidissement.

Quelques dizaines de minutes plus tard, une vague de tsunami de 14 à 15 mètres de hauteur due au séisme a elle-même provoqué un endommagement des prises d'eau en mer et l'inondation des stations de pompage conduisant à la perte de la source froide, ainsi qu'une inondation de grande ampleur de la plate-forme, conduisant à la perte des diesels de secours des réacteurs 1 à 4 (par inondation des moteurs ou de leurs tableaux électriques), à la perte de l'essentiel des batteries de courant continu et à la mise hors service de la quasi-totalité des circuits et tableaux électriques alimentant les systèmes de sûreté (rendant ainsi inopérante la connexion de diesels mobiles). De plus, l'état de dévastation du site et de la région a rendu la gestion de crise extrêmement difficile.

L'accident de Fukushima Dai-ichi a conduit à la fusion partielle des cœurs des réacteurs 1, 2 et 3. Il a également entraîné des rejets radioactifs conséquents d'abord atmosphériques puis par écoulement d'eau fortement contaminée dans le milieu marin. L'exploitant a réussi à maintenir sous eau les assemblages de combustible entreposés dans les piscines.

Les enseignements de l'accident de Fukushima Dai-ichi portent en premier lieu sur la bonne définition des agressions externes naturelles de référence prises en compte à la conception et lors des réexamens périodiques de sûreté. Ils portent également sur la robustesse des sites nucléaires vis-à-vis des aléas naturels (à la fois en termes de protection des installations contre ces aléas de référence et de maîtrise des situations accidentelles qui, malgré tout, seraient supposées en résulter), et enfin sur la nécessité d'assurer l'absence de rejets importants ou précoces.

EPR NM est le premier projet français intégrant dès l'origine de la conception l'ensemble des leçons tirées de l'accident de Fukushima Dai-ichi. La façon dont ces différentes leçons sont prises en compte est détaillée dans les paragraphes suivants.

2.10.2. OBJECTIFS DE SURETE ET PRISE EN COMPTE DES AGRESSIONS EXTERNES A LA CONCEPTION

L'EPR NM présente une résistance élevée aux agressions naturelles, prises en compte de façon déterministe à la conception (voir dans le détail les chapitres 2.4 et 3.5 du présent volume) :

- une attention appropriée est portée au choix du site dans le but de minimiser les risques associés aux agressions externes ;
- les agressions externes naturelles de référence sont définies par des niveaux de référence (DBH) correspondant à des niveaux élevés d'agression (associés à une période de retour d'environ 10000 ans) ; l'objectif de sûreté associé aux agressions externes de référence est l'absence d'impact radiologique hors-site ou alors un impact radiologique mineur ;

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- les agressions externes naturelles plus sévères que les agressions externes de référence (« agressions externes extrêmes naturelles ») sont associées à l'objectif de sûreté suivant : vérification de l'absence de rejets importants ou précoces à un niveau d'agression correspondant à un niveau de plausibilité aussi faible que possible au regard des objectifs probabilistes et dans des conditions économiquement acceptables. Les systèmes nécessaires à cette démonstration (identifiés en Annexe 2.4 – 3) sont conçus pour rester opérationnels à un tel niveau d'agression selon les principes énoncés au chapitre 2.4 du présent volume.

2.10.3. FONCTIONS DE SÛRETÉ

Les leçons tirées de l'accident de Fukushima Dai-ichi démontrent l'importance de disposer de façon fiable, en cas d'agressions externes, de moyens permettant d'assurer les fonctions fondamentales de sûreté en particulier en cas de défaillances de cause commune. Cette fiabilité repose en premier lieu sur la robustesse intrinsèque de ces moyens, ainsi que, le cas échéant, sur leur redondance et leur indépendance (y compris en ce qui concerne leurs fonctions support).

2.10.3.1. Contrôle de la réactivité

En cas d'agression externe extrême naturelle, la maîtrise de la réactivité est dans un premier temps assurée par les mécanismes de chute de grappes.

2.10.3.2. Evacuation de la puissance résiduelle

L'EPR NM dispose à la conception de moyens suffisants (à la fois en termes de systèmes frontaux et de systèmes support) pour permettre l'évacuation de la puissance du réacteur et de la piscine combustible en cas d'agressions externes extrêmes naturelles. C'est le cas, entre autres, du système d'injection de sécurité (RIS), du système d'alimentation en eau de secours des GV (ASG), du système d'évacuation ultime de la chaleur (EVU) et du système de traitement et de refroidissement d'eau des piscines (PTR) qui sont décrits dans le volume 2, respectivement aux chapitres 3.2, 3.3, 4.3 et 7.3, ainsi que de leurs systèmes support, qui sont conçus en tout ou partie pour rester opérationnels en cas d'agressions externes extrêmes naturelles selon les principes énoncés au chapitre 2.4 du présent volume.

L'évacuation de la puissance résiduelle est par ailleurs assurée avec une autonomie suffisante permettant d'attendre la mise en place de moyens extérieurs au site. Les objectifs d'autonomie pour l'EPR NM sont définis au chapitre 2.1 du présent volume. Les moyens de site permettant d'atteindre ces objectifs notamment par des appoints en eau sont décrits au chapitre 3.6 du volume 2. Les aspects long terme de gestion post-accidentelle sont donc pris en compte dans la démonstration de sûreté nucléaire de l'EPR NM.

2.10.3.3. Confinement

Sur l'EPR NM, l'enceinte du bâtiment réacteur est conçue pour assurer la fonction confinement notamment après une agression externe extrême naturelle selon les principes énoncés aux chapitres 2.4 et 2.8 du présent volume. Par ailleurs, l'enceinte est également conçue de telle manière que l'efficacité du confinement des substances radioactives est assurée sans nécessiter de système actif d'évacuation de la puissance résiduelle hors de cette enceinte pendant plusieurs heures après un accident avec fusion du cœur.

2.10.3.4. Alimentations électriques et source froide

L'EPR NM prend en compte à la conception la défaillance par cause commune des sources internes alternatives de puissance principales. Ainsi une source interne alternative de puissance additionnelle et diversifiée autant que nécessaire par rapport aux sources internes

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

alternatives de puissance principales est définie au titre du niveau 3b de la défense en profondeur et une autre source interne de puissance est définie au titre du niveau 4 de la défense en profondeur (voir chapitre 6 du volume 2).

Par ailleurs, pour les fonctions de sûreté qui le justifient, la mise en position sûre des équipements en cas de perte d'alimentation électrique est retenue lorsque possible (moindre dépendance aux fonctions support).

Enfin, la perte de la source froide principale de sûreté par cause commune est également considérée. Ainsi, comme pour l'alimentation électrique, une source froide additionnelle et diversifiée autant que nécessaire est définie au titre des niveaux 3b et 4 de la défense en profondeur (voir chapitre 8.1 du volume 2).

La source interne alternative de puissance diversifiée ainsi que la source froide diversifiée sont conçues pour rester opérationnelles en cas d'agressions externes extrêmes naturelles selon les principes énoncés au chapitre 2.4 du présent volume.

2.10.3.5. Considération des situations de site

La conception standard de l'EPR NM étant définie pour deux unités de production, les interfaces potentielles entre unités de production, notamment les moyens partagés, sont pris en compte à la conception. Ainsi, par exemple, les ressources en eau permettent de gérer les conséquences d'une agression externe naturelle affectant simultanément les deux unités de production en même temps (voir chapitre 3.6 du volume 2).

Par ailleurs, les agressions externes susceptibles d'affecter les deux unités de production en même temps, comme le séisme, font partie des agressions prises en compte à la conception (voir chapitre 2.4 du présent volume).

2.10.4. ACCIDENTS AVEC FUSION DU COEUR

L'accident de Fukushima Dai-ichi confirme la nécessité de prendre en compte les accidents avec fusion du cœur notamment par des dispositions qui assurent l'intégrité du confinement. EPR NM tient compte de cet enseignement (voir chapitre 4 du volume 2).

Les dispositions prises pour permettre la mitigation des accidents avec fusion du cœur sont conçues afin d'être suffisamment indépendantes des dispositions de prévention des accidents sans fusion du cœur dans des conditions économiquement acceptables. Par ailleurs, elles sont également conçues pour rester opérationnelles suite à une agression externe extrême naturelle selon les principes énoncés au chapitre 2.4 du présent volume.

2.10.5. PISCINE DE STOCKAGE DU COMBUSTIBLE USE

L'accident de Fukushima Dai-ichi a aussi mis en évidence le besoin d'avoir, pour la piscine de stockage du combustible usé, une conception et un niveau de sûreté adaptés aux risques qu'elle représente vis-à-vis de l'environnement et du public.

Ainsi sur EPR NM, la conception du système de refroidissement de la piscine de stockage du combustible usé se base sur la définition de conditions de fonctionnement de référence spécifiques et prend en compte les principes de protection contre les agressions internes et les agressions externes de référence. Par ailleurs, la prise en compte de conditions de fonctionnement avec défaillances multiples également spécifiques conduit à définir un moyen de refroidissement diversifié autant que nécessaire (voir chapitre 8.1 du volume 2).

Au titre de la défense en profondeur sont rajoutés des moyens additionnels pour pouvoir fournir un appoint en eau à la piscine combustible en cas de perte totale du refroidissement (voir chapitre 3.6 du volume 2). Enfin, les moyens dont la défaillance pourrait, dans certaines situations engendrées par des agressions externes extrêmes naturelles, entraîner des rejets

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

importants ou précoces, sont conçus pour rester opérationnels dans ce cas selon les principes énoncés au chapitre 2.4 du présent volume.

En dernier lieu, il convient de noter que la conception est telle que les accidents avec fusion du combustible en piscine sont « pratiquement éliminés », y compris en cas d'agressions externes extrêmes naturelles. Ainsi, des dispositions de conception spécifiques (par exemple au niveau du tube de transfert ou des piquages en fond de piscine) sont définies afin d'éviter la vidange accidentelle et le découverture des assemblages.

2.10.6. GESTION DE CRISE

L'accident de Fukushima Dai-ichi a montré qu'un événement bouleversant les infrastructures régionales et affectant plusieurs unités de productions sur un même site pouvait avoir un impact significatif sur la mise en place des contre-mesures et des actions de management post-accidentelles.

Sur EPR NM, l'accessibilité, l'opérabilité et l'habitabilité de la salle de commande principale et du centre de gestion de crise sont assurées en cas d'agressions externes extrêmes naturelles selon les principes énoncés au chapitre 2.4 du présent volume. Il en est de même pour l'accessibilité des locaux abritant du matériel faisant l'objet des actions manuelles ainsi que pour l'accessibilité des points de connexion des moyens extérieurs ou moyens mobiles de site.

Une importance particulière sera accordée à la fiabilité des moyens d'instrumentation et de mesures permettant de suivre les principaux paramètres nécessaires à la conduite de l'installation en cas d'accident avec fusion du cœur pour contrôler l'intégrité du confinement.

Enfin, il sera fait en sorte, lorsque le site d'implantation de l'EPR NM sera choisi, que la fiabilité et l'opérabilité des systèmes de communication sur site et hors du site, des équipements de mesures des rejets, de la radioactivité, et de la météorologie soient assurées pour les agressions externes naturelles de référence. Si certaines parties de ces systèmes étaient nécessaires en cas d'agressions externes extrêmes naturelles, leur conception en tiendrait compte selon les principes énoncés au chapitre 2.4 du présent volume.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.11. PROTECTION CONTRE LES RISQUES CONVENTIONNELS

2.11.1. PRÉAMBULE

La prise en compte des risques conventionnels dans la démonstration de sûreté nucléaire est une démarche complémentaire et cohérente avec la démarche de prise en compte des risques radiologiques présentée dans les chapitres qui précèdent. C'est une démarche proportionnée à l'importance des risques qui s'appuie principalement sur les principes mis en œuvre dans l'industrie classique.

Le bien-fondé de la démarche générale de maîtrise des risques conventionnels est vérifié par l'étude, sur l'ensemble des équipements de l'installation nucléaire de base, des conséquences non radiologiques des accidents envisagés (pouvant conduire à des effets de surpression, des effets thermiques, des effets toxiques ou des effets liés à l'impact de projectiles) ainsi que, pour les installations qui ne sont pas classées INB au titre du décret 2007-830 (voir chapitre 1.1 du présent volume) (comme par exemple la laverie), les conséquences faiblement radiologiques des accidents envisagés.

2.11.2. EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES

Les exigences relatives à la prise en compte des risques conventionnels sont issues de l'« arrêté INB » :

- l'article 1.1 précise que l'application des règles générales applicables repose sur une approche proportionnée à l'importance des risques ou inconvénients présentés par l'installation ;
- l'article 3.2 précise que la démonstration de sûreté nucléaire est réalisée suivant une démarche déterministe prudente et qu'elle traite des situations plausibles de cumuls d'événements déclencheurs ;
- l'article 3.3 demande que, sauf justification, la démonstration de sûreté nucléaire doit comporter des analyses probabilistes des accidents et de leurs conséquences qui peuvent être réalisées suivant des méthodes de type ICPE ;
- l'article 3.7 impose que l'intensité des phénomènes dangereux non radiologiques soit définie de la même manière que pour les ICPE (par application de l'annexe II de l'arrêté du 29 septembre 2005 [12]) ;
- l'article 4.3.1 précise que l'exploitant peut mettre en œuvre des dispositions différentes de celles présentées dans les textes réglementaires cités en annexe II de l'« arrêté INB », pourvu qu'il démontre leur équivalence vis-à-vis du niveau de protection des intérêts mentionnés à l'article L.593-1 du code de l'environnement.

Par ailleurs, les exigences provenant de la décision incendie n°2014-DC-0417 et de la décision environnement n°2013-DC-0360 (voir chapitre 1.1 du présent volume) sont également applicables.

2.11.3. OBJECTIFS DE SÛRETÉ

L'ensemble des équipements de l'installation nucléaire de base, objet de la démonstration de sûreté nucléaire, ne doit pas conduire à des accidents conventionnels (par effet thermique, toxique, de surpression, d'émission de projectiles...) conduisant à des conséquences inacceptables pour les intérêts mentionnés à l'article L.593-1 du code de l'environnement situés au-delà des limites du site sur lequel est implantée l'installation nucléaire de base.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Les conséquences associées aux accidents conventionnels doivent être aussi faibles que possible dans des conditions économiques acceptables vis-à-vis des intérêts compte-tenu de l'état des connaissances, des pratiques et de la vulnérabilité de l'environnement de l'installation.

2.11.3.1. Objectifs vis-à-vis des impacts par voie air

Risques non radiologiques

L'objectif de sûreté associé à un accident conventionnel est de démontrer que le couple (gravité, probabilité) associé à cet accident n'est pas inacceptable suivant une grille d'appréciation issue de la circulaire du 10 mai 2010 [4] :

- la gravité est déterminée par la combinaison pour un accident donné de l'intensité des effets et de la vulnérabilité des cibles situées dans la zone exposée à ces effets en tenant compte de la cinétique du phénomène ;
- l'intensité des effets d'un accident est appréciée au regard des valeurs de référence issues de l'arrêté du 29/09/2005 [12] suivant l'article 3.7 de l' « arrêté INB ». Ces valeurs de référence sont exprimées sous forme d'effets toxiques, d'effets de surpression, d'effets thermiques et d'effets liés à l'impact d'un projectile pour les hommes et les structures ;
- l'identification des cibles est établie suivant une méthodologie définie dans la circulaire du 10 mai 2010 [4] ;
- la probabilité d'occurrence est déterminée à travers une méthode qualitative, semi quantitative ou quantitative. L'accident est ainsi inscrit sur une échelle de probabilité de cinq classes utilisée dans le cadre des ICPE (arrêté du 29/09/2005 [12]).

Risques faiblement radiologiques

L'objectif est de démontrer que les effets radiologiques d'un accident conventionnel sur les intérêts protégés sont inférieurs à la valeur de référence de 10 mSv à court terme (dose efficace sur 7 jours calculée à 500 m⁴²).

2.11.3.2. Objectifs vis-à-vis des impacts par voie eau

En absence d'échelle réglementaire de gravité concernant l'impact toxique ou radiologique sur l'environnement (voie eau) et de méthodologies associées, l'intensité des effets toxiques ou faiblement radiologiques sur l'environnement (voie eau) est établie d'une manière qualitative. La maîtrise des risques est, dans ce cas, démontrée à travers la mise en place de mesures de maîtrise des risques suivant la décision environnement n°2013-DC-0360 (voir chapitre 1.1 du présent volume) afin, ainsi, d'éviter le rejet de substances dangereuses ou radioactives dans l'environnement.

2.11.4. PRINCIPES DE CONCEPTION VIS-A-VIS DU RISQUE INCENDIE

2.11.4.1. Stratégie

Les types de Dispositions Prises Contre l'Incendie (DPCI) vis-à-vis de la protection des intérêts sont les suivantes :

- la prévention, afin d'éviter les départs de feu ;
- la protection, afin de maîtriser le phénomène et ses conséquences ;

⁴² hypothèse prise en compte à la conception en phase de « basic design ». Cette distance est supposée correspondre à la distance entre le réacteur et les populations les plus proches.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- la prévision, afin d'anticiper les actions en amont, en cours et en aval.

Les quatre niveaux de défense mis en place sont les suivants :

- la prévention des départs de feu ;
- la détection et l'extinction rapide des départs de feu ;
- la limitation de l'aggravation et de la propagation de l'incendie ;
- la gestion des situations d'accident résultant de l'incendie et des conséquences associées.

2.11.4.2. Solutions de prévention du départ de feu

Des solutions de prévention du départ de feu sont présentées ci-après, sans que cette liste ne soit exhaustive.

2.11.4.2.1. Prévention à la conception

Les différents leviers utilisés à la conception afin de prévenir le risque incendie sont les suivants :

- limitation des charges combustibles avec une réduction du nombre de câbles, d'armoires, etc. ;
- choix des matériaux de construction, d'aménagement et d'ameublement avec des matériaux préférentiellement incombustibles, câbles faiblement combustibles, etc. ;
- application de règles d'installation limitant les départs de feu (séparation des sources d'ignition, limitation des puissances) ;
- intégration des règles assureurs avec la séparation de certains types de risques, l'application de standards du domaine protections électriques, contre la foudre, etc.

2.11.4.2.2. Prévention en exploitation

La prise en compte dès la conception de la capacité à faire de l'exploitant permet le respect des hypothèses prises pour l'exploitation (par exemple, essais réglementaires des détecteurs, alarmes sonores).

2.11.4.3. Solutions de protection

Les solutions de protection sont les suivantes :

- la limitation du phénomène par la gestion de l'installation (par exemple, câblage des armoires électriques par le bas, séparation ou répartition des charges calorifiques, choix des matériaux,...) ;
- la protection passive par la sectorisation des bâtiments, des installations, des équipements (par exemple, mise en place de secteurs et zone de feu en fonction des enjeux) ;
- la protection active par l'installation d'extinction automatique, de contrôle des fumées (par exemple, stratégie complémentaire de la protection passive selon les enjeux) ;
- les moyens mobiles, tels que les extincteurs, les colonnes sèches ou humides, en cohérence avec la prévision.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.11.4.4. Solutions de prévision

Les dispositions de prévision suivantes sont prévues :

- préparation du personnel au traitement de l'évènement « départ de feu » par la formation et la mise en place de procédures d'exploitation particulières (par exemple, maintenance préventive, essais réglementaires, exercices) ;
- planification des opérations par une capacité de détection, d'évacuation et d'intervention prise en compte dans la conception des bâtiments et par une accessibilité des dispositifs de manœuvre et par la gestion des actions opérateurs ;
- prévision de la remise en état de l'installation après un incendie par une capacité de réparation prise en compte dans la conception des bâtiments et des systèmes et le renforcement des dispositions prises le cas échéant.

2.11.4.5. Solutions mises en œuvre sur EPR NM

Les options suivantes sont retenues sur l'EPR NM :

- mise en place de protections passives plutôt qu'actives, et structurelles plutôt qu'au niveau des équipements ;
- recours à des standards industriels en l'absence de spécificités nucléaires ;
- décentralisation et standardisation des systèmes et indépendance par bâtiments.

Ces solutions permettront de garantir la robustesse et la pérennité de la conception, une exploitation plus aisée, la maintenabilité, et l'évolutivité.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

2.12. CODES ET STANDARDS

2.12.1. INTRODUCTION

D'une façon générale, l'ordre de prévalence des exigences pour la conception, la fabrication et la réalisation des structures et des matériels est le suivant :

- exigences réglementaires et de sûreté (voir chapitres 1 et 2 du présent volume) ;
- exigences des codes techniques ;
- exigences des normes.

Pour les normes, il convient de citer :

- les normes harmonisées européennes ;
- les Eurocodes ;
- les normes ISO ;
- l'Afnor ou autres normes.

La liste des codes et normes prévus d'être utilisés à la conception de l'EPR NM est définie ci-dessous et devra être complétée, notamment pour les supports et engins de manutention, ainsi que pour les systèmes de ventilations et dispositions de prévention de certaines agressions.

2.12.2. GÉNIE CIVIL

Le code technique de référence est le code AFCEN - RCC-CW « Rules for design and construction of PWR nuclear civil works » Edition 2015.

2.12.3. COMBUSTIBLE

Le code technique de référence est le code AFCEN - RCC-C « Règles de Conception et de Construction applicables aux assemblages de combustible des centrales nucléaires » Edition à paraître.

2.12.4. MATÉRIELS MÉCANIQUES

Pour les équipements sous pression de l'îlot nucléaire ayant un requis mécanique Q1 à Q3, le code technique de référence est le code AFCEN RCC-M « Règles de Conception et de Construction applicables aux Matériels mécaniques des îlots nucléaires », dans sa version 2018 et basé sur le code RCC-M Edition 2012 avec une évolution de certaines exigences en lien avec la réglementation ESPN (voir chapitre 1.1 du présent volume).

L'utilisation de normes ou d'un autre code comme ASME ou KTA est possible dans certains cas qui seront précisés ultérieurement.

Le code CODAP Edition 2010 peut être appliqué à certains équipements de la partie secondaire de l'installation dans le cas d'un projet en France.

Pour les autres équipements mécaniques, les codes ou standards applicables seront définis ultérieurement.

2.12.5. MATÉRIELS ÉLECTRIQUES ET CONTRÔLE-COMMANDE

Le code technique de référence sera le code AFCEN RCC-E « Règles de Conception et de Construction applicables aux matériels électriques des îlots nucléaires », Edition 2016 et basé sur le code RCC-E Edition 2012.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Par ailleurs, les normes suivantes sont également considérées à la conception, notamment :

- CEI 61513-2011 - Centrales nucléaires de puissance - Instrumentation et contrôle-commande importants pour la sûreté - Exigences générales pour les systèmes ;
- CEI 60709-2004 - Centrales nucléaires de puissance - Systèmes d'instrumentation et de contrôle commande importants pour la sûreté - Séparation.

2.12.6. PROTECTION INCENDIE

Le code technique de référence est le code AFCEN RCC-F, Edition 2017. Le document AFCEN est une évolution du code ETC-F « Recueil des règles de Conception et de Construction concernant l'incendie appliqué à l'ensemble de l'EPR » Edition 2013 tirant partie du retour d'expérience des projets EPR en cours. Les principales évolutions sont les suivantes :

- améliorations rédactionnelles : corrections, simplifications et meilleure organisation du document ;
- meilleure identification des contraintes réglementaires et intégration du contexte britannique dans une annexe dédiée ;
- intégration des évolutions réglementaires françaises (« arrêté INB », Décision Incendie n°2014-DC-0417, voir chapitre 1.1 du présent volume) ;
- ouverture à des alternatives technologiques (par exemple, clapets à sécurité positive, câbles FRNC (Fire Retardant Non-Corrosive)).

Note : le RCC-F est un code à vocation généraliste. Il n'est pas dédié à un projet donné. De fait, il ne fixe pas les objectifs de sûreté qui dépendent du référentiel de sûreté appliqué sur chaque projet mais fournit des principes de conception.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

3. REGLES POUR LA DEMONSTRATION DE SURETE NUCLEAIRE

3.1. REGLES POUR LES ETUDES DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT DE REFERENCE DBC2-4 ET POUR LES ETUDES D'INTERACTION PASTILLE-GAINE

3.1.1. INTRODUCTION

Les conditions de fonctionnement DBC2-4 identifiées dans le chapitre 2.2 du présent volume sont étudiées de façon déterministe. L'objet de ce paragraphe est de préciser les règles applicables aux études thermohydrauliques et neutroniques de ces conditions de fonctionnement de référence DBC. Ces études permettent de démontrer que les systèmes de sûreté nécessaires à la mitigation de ces conditions de fonctionnement sont conçus de manière adaptée. Le niveau de conservatisme associé à ces règles permet de s'assurer que les marges de conception sont appropriées. Les codes et méthodes utilisés pour ces études font l'objet de certaines évolutions par rapport à ceux utilisés pour la démonstration de sûreté nucléaire de l'EPR Flamanville. Ces évolutions sont décrites en Annexe 3.1 – 1 du présent chapitre.

Pour le cas des éventuels événements de type DBC induits par une agression interne ou externe, les principes et règles spécifiques sont précisés aux chapitres 2.3, 2.4 et 3.5 du présent volume.

Les études thermohydrauliques et neutroniques sont complétées par des études de conséquences radiologiques dont la méthodologie est précisée au chapitre 3.7 du présent volume et dont l'objectif est de démontrer le respect des objectifs de sûreté.

Les règles relatives aux études des conditions de fonctionnement de référence DBC associées au réacteur sont décrites au paragraphe 3.1.2 ci-après.

Des règles d'étude spécifiques sont définies dans le paragraphe 3.1.3 ci-après pour les conditions de fonctionnement de référence associées au bâtiment combustible (couvrant l'entreposage à sec du combustible neuf, la piscine de stockage du combustible usé, et les éventuels assemblages en cours de manutention). Pour cette partie de l'installation, les phénomènes physiques sont en effet différents de ceux rencontrés dans le cœur du réacteur (absence de pression, évolution très lente des paramètres physiques par rapport aux transitoires dans le circuit primaire...).

Enfin, il est à noter que des études sur l'Interaction Pastille-Gaine (IPG) sont menées avec pour but de vérifier l'intégrité de la gaine du combustible vis-à-vis du risque IPG pour des initiateurs de type DBC2 et, si nécessaire, de procéder à un aménagement des seuils de protection et surveillance associée pour le réacteur et à un aménagement éventuel des Spécifications Techniques d'Exploitation (STE). Les règles particulières utilisées pour ces études sont présentées au paragraphe 3.1.4 ci-après. L'étude de l'IPG sera versée dans les chapitres relatifs aux études DBC du rapport de sûreté de l'EPR NM.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

3.1.2. REGLES POUR LES ETUDES DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT DE REFERENCE DBC2-4 ASSOCIEES AU REACTEUR

3.1.2.1. Objectifs, exigences de sûreté et critères techniques d'acceptation associés

Définitions

Les objectifs de sûreté de haut niveau associés aux conditions de fonctionnement de référence DBC2-4 sont définis au chapitre 1.4 du présent volume.

En lien avec ces objectifs de sûreté de haut niveau, pour chaque condition de fonctionnement DBC2-4, des objectifs de sûreté portant sur l'intégrité des trois barrières de confinement sont définis et déclinés en exigences de sûreté associées aux différents phénomènes physiques limitatifs pouvant affecter l'intégrité des barrières.

Les exigences de sûreté sont ensuite déclinées de manière opérationnelle en critères techniques d'acceptation portant sur les grandeurs représentatives des phénomènes physiques limitatifs susceptibles de porter atteinte aux objectifs de sûreté, et accessibles par le calcul (par exemple, température maximale des pastilles de combustibles, rapport de flux thermique critique...). Ces critères, définis par le concepteur, permettent en pratique de découpler les calculs thermohydrauliques et neutroniques des calculs de conséquences radiologiques et contribuent à la démonstration du respect des exigences et des objectifs de sûreté relatifs à chaque DBC. De plus, pour simplifier les études, des découplages conservatifs peuvent être introduits. Le respect des critères techniques d'acceptation constitue donc une condition suffisante mais non nécessaire au regard du respect de l'exigence de sûreté.

Le présent chapitre présente les objectifs, les exigences de sûreté ainsi que les critères techniques d'acceptation à respecter dans les études des conditions de fonctionnement DBC2-4.

Objectifs de sûreté

Les études des conditions de fonctionnement DBC2-4 doivent s'assurer du respect des objectifs suivants :

- une condition de fonctionnement ne doit pas être à l'origine d'une condition de fonctionnement de catégorie plus élevée ;
- l'installation doit pouvoir atteindre un état contrôlé et un état d'arrêt sûr (voir paragraphe 3.1.2.2 ci-après) et y être maintenue ;
- DBC2 :
 - une condition de fonctionnement DBC2 ne doit pas entraîner la perte d'une des trois barrières (voir chapitre 1.3 du présent volume) ; la perte d'intégrité s'entend au-delà des limites d'inétanchéité autorisées en fonctionnement normal ;
- DBC3 et DBC4 :
 - la dégradation du gainage du combustible induite par la condition de fonctionnement DBC3 ou DBC4 doit rester limitée ;
 - une condition de fonctionnement DBC3 ou DBC4 ne doit pas entraîner la perte de la deuxième et de la troisième barrière : la deuxième barrière et la troisième barrière ne doivent pas subir de dommages autres que ceux correspondant à l'initiateur.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Exigences de sûreté

Aux objectifs de sûreté relatifs à l'intégrité des barrières de confinement sont associés des phénomènes physiques limitatifs susceptibles de leur porter atteinte. Les exigences de sûreté associées à ces phénomènes physiques sont détaillées ci-dessous.

- DBC2 :
 - 1^{ère} barrière :
 - l'absence de crise d'ébullition doit être vérifiée ;
 - l'absence de fusion à cœur du combustible doit être démontrée ;
 - non rupture de la gaine ;
 - 2^e barrière :
 - les pics de pressions primaire et secondaire ne doivent pas affecter la seconde barrière ; la protection contre les surpressions doit être assurée (voir chapitre 3.9 du présent volume pour les règles spécifiques aux études de surpression) ;
 - 3^e barrière :
 - le confinement doit être assuré (voir chapitre 2.8 du présent volume) ;
- DBC3-4 :
 - 1^{ère} barrière :
 - la quantité de crayons combustible dont la gaine est potentiellement endommagée doit être limitée (cette quantité est graduée en fonction de la condition de fonctionnement, étant plus restrictive en DBC3 qu'en DBC4) ;
 - la fusion du combustible au point chaud doit rester limitée ;
 - en cas de crise d'ébullition, pour les transitoires à dynamique rapide n'impliquant pas d'oxydation significative de la gaine du combustible, l'échauffement du crayon ne doit pas conduire à une fragilisation excessive de la gaine ;
 - en cas de découverture du cœur, l'augmentation de température et l'oxydation de la gaine doivent rester limitées et le refroidissement à long terme doit être assuré ;
 - la structure géométrique du cœur ne doit pas être détériorée, afin que le refroidissement du cœur puisse être convenablement assuré ;
 - 2^e barrière :
 - la protection contre les surpressions doit être assurée ;
 - 3^e barrière :
 - le confinement doit être assuré.

Pour certains initiateurs spécifiques qui conduisent par nature à faire disparaître une barrière de confinement, des exigences particulières sont également définies :

- pour les Accidents de Perte de Réfrigérant Primaire (APRP) DBC3-4 :
 - 2^e barrière :
 - le circuit primaire ne subit pas de dommage supplémentaire ;
 - 3^e barrière :
 - le risque d'explosion hydrogène doit être exclu ;

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- la pression dans l'enceinte doit être inférieure à la pression de dimensionnement ;
- pour les Ruptures de Tubes de Générateur de Vapeur (RTGV) DBC3-4, les gaines des assemblages combustibles doivent rester intactes ;
- l'accident d'éjection de grappe, se caractérisant par une excursion rapide de puissance, ne doit pas entraîner la dispersion dans le circuit primaire d'une quantité de pastilles ou de fragments de pastilles de combustible ayant un effet significatif.

Enfin, en ce qui concerne la maîtrise de la réactivité, à la suite de l'arrêt du réacteur, la sous-criticité du cœur atteinte dans l'état contrôlé (voir paragraphe 3.1.2.2 ci-après) doit être assurée, et maintenue avec une marge adéquate, pour l'atteinte de l'état sûr (voir paragraphe 3.1.2.2 ci-après). Suite à l'arrêt automatique du réacteur (AAR), un retour critique de courte durée et conduisant à une puissance neutronique faible, peut, sur la base d'une justification appropriée, être toléré pour certaines situations peu fréquentes.

Pour des conditions DBC intervenant en arrêt à froid, l'état initial des différentes barrières peut être différent de celui du fonctionnement en puissance. Par exemple, l'enceinte de confinement ou le circuit primaire peuvent être ouverts. Dans ce cas, la pression du réfrigérant primaire peut également être très faible, favorisant le risque de rupture de la gaine des crayons combustible par ballonnement en cas de passage en crise d'ébullition. Les exigences de sûreté relatives à l'intégrité des barrières sont adaptées en conséquence :

- maintien permanent de la sous-criticité du cœur ;
- absence de découverture du cœur ou de l'assemblage combustible en cours de manutention.

Critères techniques d'acceptation

Les critères techniques d'acceptation peuvent être différenciés en fonction des conditions accidentelles analysées. Par exemple, pour les conditions DBC3-4 conduisant à un risque de bipasse de la troisième barrière de confinement comme la RTGV, les critères combustibles à vérifier sont ceux retenus pour les DBC2.

Transitoires initiés en puissance

Les études des conditions de fonctionnement DBC2 doivent s'assurer de l'intégrité de la première barrière par le respect des critères techniques d'acceptation suivants :

- Rapport de Flux Thermique Critique (RFTC) > 1 ;
- Puissance linéique (P_{lin}) $< P_{lin}$ à fusion, valeurs fonction de l'irradiation crayon si elle est supérieure à 590 W/cm ;
- déformation circonférentielle totale de la gaine $< 2\%$ si sa teneur en hydrogène est inférieure ou égale à 250ppm. Limite réduite à 1% dans le cas contraire ;
- cas du retrait incontrôlé de groupes à puissance nulle (RIGZ) : déformation circonférentielle plastique de la gaine $< 1\%$.

Les études de condition de fonctionnement DBC3 doivent s'assurer que la dégradation du gainage du combustible (première barrière) reste limitée par le respect des critères techniques d'acceptation suivants :

- hors APRP et RTGV :
 - la quantité de crayons de combustible présentant un risque de ballonnement⁴³

⁴³ En pratique on définit un « burnup seuil » en-dessous duquel il n'y a pas de risque de ballonnement

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

et susceptibles d'entrer en crise d'ébullition doit être inférieure à X %, X sera défini ultérieurement et devra être inférieur à 10 % au titre de la gradation des conséquences avec la fréquence de l'initiateur ;

- la fusion du combustible au centre de la pastille doit rester inférieure à 10 % en termes de volume fondu au point chaud ;
- en cas de crise d'ébullition :
 - si la température gaine est supérieure à 900 °C pendant une durée limitée (≤ 19 secondes), la température maximale de gaine doit rester inférieure à 1482 °C ;
 - dans le cas contraire, l'oxydation maximale locale de la gaine doit rester limitée, en pratique inférieure à :
 - 27% si $T \leq 1250$ °C ;
 - $64.5 - 0.03 \times T$ si 1250 °C $< T \leq 1482$ °C ;(où T est la température maximale de gaine au cours du transitoire, en °C).
- APRP :
 - la température maximale de gaine doit rester inférieure à 1204 °C ;
 - l'oxydation maximale locale de la gaine (%) doit rester inférieure à $17.73 - 0.0074 \times [H]$ où [H] est la teneur moyenne en hydrogène de la gaine, en ppm massique ;
- RTGV, les gaines des assemblages de combustible doivent rester intactes :
 - RFTC > 1 ;
 - $Plin < Plin$ à fusion, soit 590 W /cm.

Pour l'APRP DBC3, afin d'assurer l'intégrité de la troisième barrière, il convient également de s'assurer de l'absence de risque hydrogène par le respect du critère suivant :

- production maximale d'hydrogène inférieure à 1% de la quantité d'hydrogène qui résulterait de l'oxydation de tout le zirconium des gaines en APRP.

Les études de condition de fonctionnement DBC4 doivent s'assurer que la dégradation du gainage du combustible (première barrière) reste limitée par le respect des critères techniques d'acceptation suivants :

- hors APRP et RTGV :
 - la quantité de crayons de combustible présentant un risque de ballonnement⁴⁴ et susceptibles d'entrer en crise d'ébullition doit être inférieure à 10% ;
 - la fusion du combustible au centre de la pastille doit rester inférieure à 10% en termes de volume fondu au point chaud ;
 - en cas de crise d'ébullition :
 - si la température gaine est supérieure à 900 °C pendant une durée limitée (≤ 19 secondes), la température maximale de gaine doit rester inférieure à 1482 °C ;
 - dans le cas contraire, l'oxydation maximale locale de la gaine doit rester limitée, en pratique inférieure à :

(pression interne du crayon lors du transitoire inférieure à la pression système). On compte le nombre de crayons entrant en crise d'ébullition uniquement au-dessus de ce seuil.

⁴⁴ voir note précédente.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- 27% si $T \leq 1250$ °C ;
 - $64.5 - 0.03 \times T$ si 1250 °C < $T \leq 1482$ °C ;
- (où T est la température maximale de gaine au cours du transitoire, en °C).
- APRP :
 - le nombre de crayons rompus doit rester inférieur à 10% du nombre total de crayon dans le cœur pour un cœur tout UO₂. La valeur sur un cœur MOX reste à établir.
 - la température maximale de gaine doit rester inférieure à 1204 °C ;
 - l'oxydation maximale locale de la gaine (%) doit rester inférieure à $17.73 - 0.0074 \times [H]$ où [H] est la teneur moyenne en hydrogène de la gaine, en ppm massique ;
 - RTGV, les gaines des assemblages de combustible doivent rester intactes :
 - $RFTC > 1$;
 - $P_{lin} < P_{lin}$ à fusion, soit 590 W /cm ;
 - Ejection De Grappe (EDG) :
 - gestion UO₂ ou MOX :
 - la fusion du combustible au point chaud ne doit pas dépasser 10% en volume ;
 - pourcentage de crayons entrant en crise d'ébullition inférieur à 10% uniquement pour les crayons dont l'irradiation est supérieure au « burnup seuil » ;
 - la température maximale de gaine doit rester inférieure à 1482 °C ;
 - gestion UO₂ :
 - taux de combustion Assemblage Combustible < 33 GWj/t :
 - enthalpie du combustible inférieure à 200 cal/g (non dispersion) ;
 - variation d'enthalpie du combustible inférieure à 150 cal/g (vérification complémentaire pour utiliser le « burnup seuil » dans le dénombrement des crayons entrant en crise d'ébullition, afin de garantir la non rupture par IPG mécanique de ces crayons) ;
 - taux de combustion Assemblage Combustible ≥ 33 GWj/t :
 - variation d'enthalpie du combustible inférieure à 150 cal/g ;
 - largeur de pulse ≥ 5 ms ;
 - gestion MOX :
 - taux de combustion Assemblage Combustible < 33 GWj/t :
 - enthalpie du combustible inférieure à 200 cal/g (non dispersion) ;
 - variation d'enthalpie du combustible inférieure à 150 cal/g (vérification complémentaire pour utiliser le « burnup seuil » dans le dénombrement des crayons entrant en crise d'ébullition, afin de garantir la non rupture par IPG mécanique de ces crayons) ;
 - taux de combustion Assemblage Combustible ≥ 33 GWj/t :

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- variation d'enthalpie du combustible inférieure à 113 cal/g ;
- largeur de pulse ≥ 30 ms.

Pour l'APRP DBC4, afin d'assurer l'intégrité de la troisième barrière, il convient également de s'assurer de l'absence de risque hydrogène par le respect du critère suivant :

- production maximale d'hydrogène inférieure à 1% de la quantité d'hydrogène qui résulterait de l'oxydation de tout le zirconium des gaines en APRP.

Enfin, en ce qui concerne la maîtrise de la réactivité, les critères techniques d'acceptation suivants sont définis :

- la marge d'arrêt doit rester positive (≥ 0 pcm) suite à l'arrêt automatique du réacteur (sauf exception mentionnée plus haut). En phase de « basic design », sont visées des marges de conception :
 - de l'ordre de plusieurs centaines de pcm à 303,3 °C (155 bar abs), toutes grappes insérées sauf une ;
 - de l'ordre de quelques centaines de pcm en fin de refroidissement partiel (260 °C ; 110 bar abs), toutes grappes insérées sauf une, sans valorisation du bore apporté pendant les transitoires ;
 - de l'ordre de quelques centaines de pcm en fin de refroidissement partiel (260 °C ; 110 bar abs), toutes grappes insérées sauf deux, avec valorisation du bore apporté pendant les transitoires ;
- la sous-criticité minimale visée à l'état d'arrêt sûr est de 1000 pcm.

Transitoires initiés en états d'arrêt

Les études des conditions de fonctionnement DBC2-4 doivent s'assurer de l'intégrité de la première barrière par le respect des critères techniques d'acceptation suivants :

- pour les transitoires initiés en état E :
 - pour les DBC2, la température moyenne de la piscine du bâtiment réacteur doit rester inférieure à 80 °C durant toute la durée du transitoire ;
 - pour les DBC3-4, la température de l'eau de la piscine du bâtiment réacteur doit rester inférieure ou égale à 100 °C. En fin de transitoire, la température moyenne de la piscine du bâtiment doit être inférieure à 80 °C ;
- la sous-criticité minimale visée à l'état d'arrêt sûr est de 1000 pcm ;
- pour les situations susceptibles de générer un accident de criticité lorsque la cuve du réacteur est ouverte, les critères techniques d'acceptation vis-à-vis de la sous-criticité sont les suivants :
 - pour les situations comportant un moyen de détection de l'évènement, le délai considéré pour la mise en œuvre d'actions doit permettre de garantir la sous-criticité du cœur à tout instant ;
 - pour les situations sans moyen de détection, la marge sur le facteur de multiplication effectif (keff) est d'au moins 2000 pcm vis-à-vis de la sous-criticité du cœur.

3.1.2.2. Etats physiques à atteindre

Deux états physiques à atteindre sont définis : l'état contrôlé et l'état d'arrêt sûr.

L'état contrôlé est un état du réacteur dans lequel les fonctions fondamentales de sûreté sont assurées et qui peut être maintenu pendant un temps suffisant permettant la mise en

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

place de dispositions pour atteindre un état d'arrêt sûr.

En particulier, dans l'état contrôlé, le cœur est sous-critique, la puissance résiduelle est évacuée à court terme (par exemple par les générateurs de vapeur), l'inventaire en eau du primaire est stable, les rejets radioactifs restent compatibles avec le respect des objectifs de sûreté. Des exigences sur le classement des systèmes crédités (voir chapitre 2.6 du présent volume) et sur les actions opérateur (voir paragraphe 3.1.2.4.5 ci-après) sont associées à l'atteinte de cet état.

L'état d'arrêt sûr est un état du réacteur dans lequel le cœur est sous-critique et les fonctions fondamentales de sûreté peuvent être assurées et maintenues durablement en cohérence avec les objectifs d'autonomie définis au chapitre 2.1 du présent volume.

3.1.2.3. Conditions initiales et conditions aux limites

Les conditions initiales pour l'analyse des DBC correspondent à un fonctionnement en régime stabilisé, c'est-à-dire que tous les équipements, systèmes et régulations fonctionnent correctement, conformément aux procédures d'exploitation normale. Les événements étudiés sont supposés survenir pendant l'exploitation normale de l'installation (état en puissance ou états d'arrêt). Les conditions normales de fonctionnement de faible durée ne sont pas prises en compte.

A chaque condition de fonctionnement de référence DBC sont associés des états standards du réacteur (voir définition au chapitre 2 du volume 3). Les études du rapport de sûreté de chaque condition de fonctionnement de référence DBC couvriront l'ensemble de ces états associés. Les états standards associés à chaque condition de fonctionnement de référence DBC seront définis ultérieurement.

Les paramètres physiques se situent dans les limites des régulations de l'installation ou des conditions limites de fonctionnement (voir volume 3).

Une combinaison pénalisante des paramètres incluant incertitudes, bandes mortes et temps de réponse des systèmes crédités est considérée. Pour chaque condition de fonctionnement DBC, la combinaison la plus pénalisante doit être étudiée au regard des exigences à respecter.

La définition de ces conditions initiales et conditions aux limites doit garantir un niveau de confiance élevé pour ces études DBC. Ainsi, lorsque l'incertitude sur le résultat est quantifiée, le niveau de confiance doit au moins être égal à 95%.

3.1.2.4. Règles d'étude

3.1.2.4.1. Systèmes crédités dans l'analyse

De manière générale, si un système est rendu indisponible à cause de l'événement initiateur considéré, il ne peut être pris en compte dans l'analyse d'une condition de fonctionnement DBC.

D'autre part, les systèmes, matériels et régulations qui peuvent être crédités dans les études DBC doivent avoir un niveau de classement conforme avec les principes de classement définis au chapitre 2.6 du présent volume et doivent être qualifiés aux conditions d'ambiance auxquels ils sont soumis selon les principes du chapitre 2.7 du présent volume.

Pour les systèmes n'ayant pas le niveau de classement requis, les conditions spécifiques suivantes s'appliquent :

- un système dont l'activation au cours du DBC conduirait à un effet bénéfique vis-à-vis du respect des exigences de sûreté ne doit pas être crédité ;
- un système dont l'activation au cours du DBC conduirait à un effet pénalisant

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

vis-à-vis du respect des exigences de sûreté doit être pris en compte. Son fonctionnement peut ne plus être considéré dès lors qu'une action automatique suffisamment classée pour être créditée dans l'analyse ou qu'une action opératoire requise par les procédures de conduite incidentelle et accidentelle et prioritaire sur le signal d'activation du système y mette fin ;

- si la condition de fonctionnement de référence DBC n'a pas d'impact sur le fonctionnement d'un système (pas de changement d'état ou de position, pas de changement des conditions de fonctionnement et d'environnement), et si le système est en service avant le déclenchement de l'initiateur, le système est supposé continuer à fonctionner correctement ;
- lorsqu'il est pris en compte, un système est supposé fonctionner correctement. Tout fonctionnement intempestif ou erratique est exclu ;
- pour les cas exceptionnels où de tels systèmes sont crédités dans les études DBC, des exigences appropriées au scénario étudié (qualification, résistance au séisme...) doivent être appliquées à ces systèmes.

De façon découplée, les performances des systèmes considérés dans les études DBC sont choisies de manière à être conservatives vis-à-vis, par exemple, des incertitudes sur les caractéristiques des équipements (pertes de charge...) ou des incertitudes sur les capteurs vis-à-vis des points de consigne, des temps de réponse...

3.1.2.4.2. Défaillance unique

L'étude d'une condition de fonctionnement de référence DBC prend en compte l'application du critère de défaillance unique (voir chapitre 2.1 du présent volume).

Pour chaque condition de fonctionnement de référence DBC étudiée, la défaillance unique retenue est la plus pénalisante au regard des exigences de sûreté à respecter. Cette défaillance unique est indépendante de l'événement initiateur postulé.

Une défaillance unique considérée dans les études DBC peut être active ou passive (voir définitions au chapitre 2.1 du présent volume) :

- une défaillance active est considérée à l'instant où le système est sollicité dans l'étude DBC, c'est-à-dire à court ou long terme ; si un équipement est sollicité à plusieurs reprises au cours du transitoire étudié, la défaillance unique est postulée à la 1ère sollicitation ;
- une défaillance passive est considérée pour l'étude long terme des DBC, c'est-à-dire après 24 heures de fonctionnement du système concerné si sa mise en service est nécessaire pour le DBC étudié. Dans ce cas, un débit de fuite conventionnel est considéré (200 l/min). Si la fuite ne peut être détectée et isolée, elle est considérée se développer jusqu'à un débit correspondant à la rupture complète de la tuyauterie.
- une défaillance passive à court terme (en pratique à $t=0$) est considérée pour les barillets passifs spécifiquement sollicités en réponse au transitoire incidentel/accidentel. Un débit de fuite conventionnel est considéré (200 l/min). Un barillet est considéré sollicité s'il intervient dans un lignage mis en œuvre ou si son chargement mécanique (pression, température) évolue de manière rapide.

Une grappe bloquée est considérée comme une application de la défaillance unique (et n'est donc pas cumulée à une autre défaillance unique).

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Par ailleurs, les défaillances passives suivantes sont analysées au titre d'études de robustesse menées avec des hypothèses réalistes afin de vérifier l'absence d'effet falaise en regard des conséquences radiologiques et de l'efficacité du système :

- défaillances passives considérées après 24 heures de fonctionnement du système concerné avec un débit de fuite supérieur au débit conventionnel ;
- défaillances passives considérées à court terme avec un débit de fuite conventionnel.

En pratique, ces études seront d'abord menées sur la base de l'étude de référence, par petite variation du paramètre d'entrée « délai » ou « débit ». Dans l'hypothèse où cette étude ne permettrait pas de vérifier les critères techniques d'acceptation retenus, les hypothèses ou règles seraient alors relaxées, au cas par cas, en fournissant une justification.

Les exceptions suivantes au critère de défaillance unique peuvent être faites :

- la défaillance à l'ouverture des clapets des accumulateurs ;
- la défaillance à la fermeture d'une vanne d'isolement des tuyauteries de vapeur principale ;
- la non refermeture d'une soupape de sûreté après sa sollicitation.

De manière générale, toute exception au critère de défaillance unique sera justifiée sur la base de dispositions de conception, fabrication et exploitation ou sur la base du retour d'expérience d'exploitation, dans l'objectif de justifier d'une fiabilité élevée de la fonction matérielle dont la défaillance est exclue de la démonstration de référence.

Par ailleurs, les conséquences de la défaillance exclue sont étudiées avec des règles, méthodes et hypothèses moins conservatives ayant pour objet de justifier de la robustesse du scénario de référence.

3.1.2.4.3. Maintenance préventive

La maintenance préventive rend indisponible un équipement à des périodes définies indépendamment de l'occurrence d'une défaillance.

Si les opérations de maintenance peuvent être réalisées sur une partie ou un train d'un système pendant des états de fonctionnement du réacteur pour lesquels ce système est requis pour la démonstration de sûreté nucléaire, celui-ci sera considéré indisponible dans l'étude. Cette indisponibilité devra être cumulée à celle issue du critère de défaillance unique.

Si la nature de la maintenance préventive est telle que le système peut être rendu opérationnel à court terme (de sorte que la fonction de sûreté nécessaire peut être assurée en cas de demande) ou que sa durée de maintenance est courte, le système est considéré comme disponible (exemple de maintenance légère : remplacement d'huile, remplacement de filtres sur des systèmes supports).

3.1.2.4.4. Prise en compte du manque de tension externe (MDTE)

En lien avec la démarche agressions externes présentée au chapitre 2.4 du présent volume, et les cumuls considérés à la conception, chaque condition de fonctionnement de référence DBC2-4 fait l'objet de deux cas d'étude différents : avec ou sans cumul MDTE.

Les DBC2 sont étudiés dans un premier temps sans cumul du MDTE avec les règles, exigences et critères de leur catégorie présentés dans les paragraphes précédents, puis avec cumul MDTE (selon les règles spécifiques mentionnées ci-dessous). Ces deux études sont systématiquement présentées dans le Rapport de Sûreté.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Les DBC3 et DBC4 (sauf ceux initiés par des actions humaines) sont analysés avec ou sans cumul du MDTE. En DBC3, suivant le critère technique d'acceptation étudié, le cas le plus pénalisant ou les deux cas avec et sans cumul du MDTE sont présentés dans le Rapport de Sûreté. Les DBC3 étudiés sans cumul du MDTE sont étudiés avec les règles, exigences et critères de leur catégorie présentés dans les paragraphes précédents. En DBC4, seul le cas le plus pénalisant est explicité dans le Rapport de Sûreté.

Les cas avec cumul MDTE sont étudiés selon les règles spécifiques suivantes :

- pour tous les états initiaux :
 - seuls les Structures, Systèmes et Composants (SSCs) dimensionnés au séisme de niveau DBH sont valorisés dans la démonstration de sûreté nucléaire ;
 - les exigences de sûreté à respecter sont celles des DBC4 ;
- pour les DBC survenant en puissance :
 - le MDTE est postulé à l'instant le plus pénalisant parmi les trois instants suivants : événement initiateur, arrêt automatique du réacteur, signal d'injection de sécurité ;
 - un temps de chute des grappes allongé (avec séisme) est considéré ;
- pour les DBC intervenant en états d'arrêt, le MDTE est postulé à l'instant de l'événement initiateur.

3.1.2.4.5. Modalités de prise en compte des actions opérateur

Pour l'étude des DBC, un délai est défini pendant lequel aucune action manuelle de l'opérateur ne peut être valorisée.

Ce délai est :

- de 30 minutes pour une action manuelle à partir de la salle de commande principale ;
- de 60 minutes pour une action manuelle locale, c'est-à-dire réalisée à l'extérieur de la salle de commande principale.

Cette durée est évaluée en prenant comme instant initial la transmission à l'opérateur de la première information significative.

L'état contrôlé doit être atteint préférentiellement en utilisant des actions automatiques. Des actions manuelles sont acceptées si elles interviennent après les délais définis ci-dessus.

Les opérateurs sont supposés agir sans erreur conformément aux procédures de conduite accidentelle (voir chapitre 3 du volume 3), sitôt passé le délai opérateur conventionnel.

3.1.3. REGLES POUR LES ETUDES DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT DE REFERENCE ASSOCIEES AU BATIMENT COMBUSTIBLE

3.1.3.1. Objectifs, exigences de sûreté et critères techniques d'acceptation associés

Objectifs de sûreté

Les objectifs de sûreté de haut niveau associés aux conditions de fonctionnement de référence ayant lieu dans le bâtiment combustible sont identiques à ceux définis pour les conditions de fonctionnement de référence associées au réacteur, ils sont définis au chapitre 1.4 du présent volume.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Comme pour le réacteur, les études des conditions de fonctionnement de référence associées au bâtiment combustible doivent s'assurer du respect des objectifs suivants :

- une condition de fonctionnement ne doit pas être à l'origine d'une condition de fonctionnement de catégorie plus élevée ;
- l'installation doit pouvoir atteindre un état contrôlé puis un état sûr (voir paragraphe suivant) et y être maintenue.

En lien avec ces objectifs de sûreté, pour chaque condition de fonctionnement de référence DBC, des exigences de sûreté sont définies et déclinées en critères techniques d'acceptation.

Le respect de ces critères techniques d'acceptation suffit à garantir l'atteinte des objectifs de sûreté associés à chaque DBC, mais il n'en constitue pas une condition nécessaire : en particulier, les phénomènes physiques observés dans le bâtiment combustible étant globalement moins complexes que ceux observés dans le réacteur, les calculs thermohydrauliques associés à la piscine de stockage de combustible utilisé peuvent être couplés plus directement aux calculs des conséquences radiologiques.

Exigences de sûreté

Les exigences de sûreté suivantes sont retenues pour les conditions de fonctionnement de référence associées au bâtiment combustible :

- maintien permanent de la sous-criticité dans le bâtiment combustible ;
- absence de découvrement des assemblages dans la piscine de stockage du combustible utilisé (et compartiments attenants).

Par ailleurs, on garantira par découplage l'absence de rejets radiologiques en vérifiant également l'absence d'ébullition dans la piscine combustible.

Ces différentes exigences s'appliquent également aux piscines du bâtiment réacteur en communication avec le bâtiment combustible.

Critères techniques d'acceptation

Des critères techniques d'acceptation sont définis afin de garantir en pratique le respect de ces exigences de sûreté, en cohérence avec la fréquence de l'initiateur et indépendamment du type d'accident (vidange ou refroidissement) :

- pour les DBC2, la température moyenne de la piscine combustible doit rester inférieure à 80 °C durant toute la durée du transitoire ;
- pour les DBC3-4, la température de l'eau de la piscine combustible doit rester inférieure à la température de saturation⁴⁵. En fin de transitoire, la température moyenne de la piscine combustible doit être inférieure à 80 °C ;
- pour tous les DBC, le niveau d'eau doit garantir l'absence de découvrement des assemblages combustibles entreposés ou en cours de manutention pendant toute la durée du transitoire.

3.1.3.2. Etats physiques à atteindre

Deux états physiques sont définis : l'état contrôlé et l'état sûr.

Pour la piscine de stockage du combustible utilisé, l'état contrôlé est caractérisé par l'évacuation à court terme de la puissance résiduelle :

⁴⁵ En pratique, une température moyenne de 95 °C est visée pour la conception des systèmes associés au refroidissement de la piscine combustible.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- pour les transitoires de vidange, celui-ci est atteint lorsque le niveau d'eau est stabilisé, sans dénoyage d'un élément combustible ;
- pour les initiateurs de perte de refroidissement, compte tenu des délais de grâce importants avant un éventuel découverture du combustible, l'état contrôlé est considéré comme atteint dès l'instant initial du transitoire.

L'état sûr est caractérisé par l'évacuation durable de la puissance résiduelle du combustible entreposé dans la piscine en boucle fermée.

3.1.3.3. Conditions initiales et conditions aux limites

Les conditions initiales pour l'analyse des DBC correspondent aux conditions pénalisantes en situation normale, dans la limite du domaine autorisé par les Spécifications Techniques d'Exploitation (STE) (température maximale et niveau d'eau minimal de la piscine).

Trois conditions initiales de fonctionnement sont considérées dans les études des conditions de fonctionnement de référence DBC relatives à la piscine : « début de cycle », « fin du cycle » et « rechargement » (les hypothèses associées à ces conditions initiales diffèrent en termes de puissance résiduelle et de règles de maintenance préventive).

On considère un assemblage en cours de manutention, sauf lorsque les règles d'exploitation l'interdisent explicitement.

3.1.3.4. Règles d'étude

3.1.3.4.1. Systèmes crédités dans l'analyse

Les systèmes crédités dans l'analyse d'une condition de fonctionnement de référence associée au bâtiment combustible obéissent aux mêmes règles que pour le réacteur.

3.1.3.4.2. Défaillance unique

L'étude des conditions de fonctionnement de référence DBC dans le bâtiment combustible prend en compte l'application d'une défaillance active, considérée à l'instant où le système est sollicité, à court ou à long terme.

Les spécificités associées au système de traitement et refroidissement d'eau des piscines (PTR) justifient de ne pas considérer de défaillance passive :

- le système PTR est utilisé à la fois en situation normale et en situation incidentelle/accidentelle : les trains principaux sont donc utilisés régulièrement (une défaillance passive sur le train 3 est quant à elle couverte par une défaillance active au démarrage de la pompe) ;
- le système PTR ne subit pas de variation notable de chargement en pression/température en situation normale ou incidentelle/accidentelle ;
- des dispositions de conception, fabrication et de suivi en exploitation sont prévues pour les tuyauteries concernées.

3.1.3.4.3. Maintenance préventive

La maintenance préventive est prise en compte dans les études associées au bâtiment combustible, selon les mêmes règles que pour le réacteur.

3.1.3.4.4. Prise en compte du manque de tension externe (MDTE)

En lien avec la démarche « agressions externes » présentée dans le chapitre 2.4 du présent volume, le cumul MDTE n'est postulé dans les études des conditions de fonctionnement de référence relatives au bâtiment combustible que lorsqu'elles couvrent un événement pouvant

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

être initié par le séisme de référence (DBH), c'est-à-dire lorsque les équipements dont la défaillance est postulée comme événement initiateur ne sont pas dimensionnés au séisme de référence ou ne sont pas protégés des effets d'équipements non dimensionnés au séisme de référence.

3.1.3.4.5. Modalités de prise en compte des actions opérateur

Pour l'étude des DBC associés au bâtiment combustible, le délai pendant lequel aucune action manuelle de l'opérateur ne peut être valorisée est :

- de 30 minutes pour une action manuelle à partir de la salle de commande principale ;
- de 60 minutes pour toute action réalisée à l'extérieur de la salle de commande principale, à l'exception de la mise en position sûre d'un assemblage en cours de manutention, pour laquelle un délai enveloppe de 30 minutes est retenu du fait de la présence sur place du personnel au moment de l'alarme.

Cette durée est évaluée en prenant comme instant initial la transmission à l'opérateur de la première information significative.

L'état contrôlé doit être atteint préférentiellement en utilisant des actions automatiques. Des actions manuelles sont acceptées si elles interviennent après les délais définis ci-dessus.

Les opérateurs sont supposés agir sans erreur conformément aux procédures de conduite accidentelle, sitôt passé le délai opérateur conventionnel.

3.1.4. ETUDES DE L'INTERACTION PASTILLE-GAINE (IPG)

3.1.4.1. Description du risque IPG

Le phénomène d'IPG est à considérer dès lors que le contact entre la pastille de combustible et la gaine est établi (jeu fermé). S'il n'y a pas de risque potentiel de fissuration de gaine en régime permanent, celui-ci apparaît en revanche lorsque les crayons subissent une augmentation significative de puissance. En effet, l'augmentation de température dans le crayon engendrée par l'augmentation de puissance conduit, en raison de la différence de caractéristiques mécaniques entre la pastille et la gaine, à une dilatation de la pastille plus importante que celle de la gaine et donc à une augmentation de la déformation radiale et tangentielle de la gaine. Par ailleurs, la présence dans le jeu pastille-gaine de produits de fission corrosifs, tels que l'iode, crée les conditions de la Corrosion Sous Contrainte (CSC). Ainsi, la déformation imposée au gainage par la pastille lors d'un transitoire peut nuire à son intégrité.

3.1.4.2. Objectif des études concernant le risque IPG

Les études IPG ont pour but de vérifier l'intégrité de la gaine du combustible vis-à-vis du risque d'interaction pastille-gaine pour des initiateurs de type DBC2 et, si nécessaire, de procéder à un aménagement des seuils de protection et surveillance associée du réacteur et des Spécifications Techniques d'Exploitation (STE).

3.1.4.3. Règles pour les études IPG

Les règles pour les études IPG sont les suivantes :

- le critère technique d'acceptation est constitué par le respect de la limite technologique fondée sur la base de données expérimentales (Densité d'Energie de Déformation (DED) ou contrainte) ;
- les transitoires étudiés sont les DBC2 identifiés comme limitatifs (voir paragraphe précédent) ;

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- l'état initial du transitoire est choisi comme étant le plus pénalisant à l'intérieur du domaine de fonctionnement autorisé ;
- des incertitudes sont prises en compte pour le calcul du paramètre d'évaluation de la sollicitation de la gaine (thermomécaniques et neutroniques) ;
- les règles de prise en compte des matériels, systèmes et régulations sont les suivantes :
 - obligation de prise en compte des matériels, systèmes et régulations lorsque leur action est pénalisante sur le déroulement complet du transitoire ;
 - possibilité de prise en compte des matériels, systèmes et régulations classés de sûreté ;
- les actions de protection sont simulées en utilisant les valeurs de temps d'intervention et d'incertitudes sur les seuils retenues dans les études des conditions de fonctionnement de référence DBC. Tous les signaux d'AAR existants peuvent être considérés ;
- le critère de défaillance unique est pris en compte ;
- la phase étudiée est l'atteinte de l'état contrôlé DBC pendant laquelle il y a risque de fissuration ;
- la variabilité inter-cycles est considérée, par exemple par l'introduction d'une pénalité en puissance linéique appliquée dans les calculs thermomécanique crayon.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE**ANNEXE 3.1 - 1 : EVOLUTIONS DE METHODES POUR LES ETUDES DES
CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT DE REFERENCE DBC**

[]

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

3.2. REGLES POUR LES ETUDES DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT AVEC DEFAILLANCES MULTIPLES DEC-A

3.2.1. INTRODUCTION

Les conditions de fonctionnement avec défaillances multiples DEC-A identifiées dans le chapitre 2.2 du présent volume sont étudiées de façon déterministe. L'objet de ce paragraphe est de préciser les règles applicables aux études thermohydrauliques ou neutroniques de ces conditions de fonctionnement DEC-A. Ces études visent à justifier la conception appropriée des systèmes et des fonctions qui sont nécessaires pour limiter les conséquences des conditions de fonctionnement DEC-A. Les codes et méthodes utilisés pour ces études pourront faire l'objet d'évolutions par rapport à la démonstration de sûreté nucléaire de l'EPR Flamanville.

Ces études thermohydrauliques et neutroniques sont complétées par des études de conséquences radiologiques dont la méthodologie est précisée au chapitre 3.7 du présent volume et dont l'objectif est de prouver le respect des objectifs de sûreté.

Les règles d'étude relatives aux conditions de fonctionnement DEC-A sont décrites dans les paragraphes 3.2.2 et 3.2.3 ci-après, respectivement pour le réacteur et pour le bâtiment combustible.

3.2.2. REGLES POUR LES ETUDES DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT AVEC DEFAILLANCES MULTIPLES ASSOCIEES AU REACTEUR

3.2.2.1. Objectifs, exigences de sûreté et critères techniques d'acceptation associés

Afin de satisfaire aux objectifs de sûreté définis au chapitre 1.4 du présent volume pour les études des conditions de fonctionnement DEC-A, des exigences de sûreté et critères techniques d'acceptation sont définis. Ces exigences sont les mêmes que celles retenues pour les études des conditions de fonctionnement DBC4 décrites au chapitre 3.1 du présent volume.

Les études des conditions de fonctionnement DEC-A doivent vérifier que l'installation doit pouvoir être amenée vers un état d'arrêt sûr (voir paragraphe suivant) et y être maintenue.

Par ailleurs, les critères techniques d'acceptation relatifs au combustible retenus en DBC4 doivent être vérifiés. Si le respect des critères DBC4 est une condition nécessaire pour respecter les exigences de sûreté associées à ces situations, les critères combustibles à vérifier pourront être en pratique plus restrictifs pour s'adapter à certaines conditions.

Comme pour les conditions de référence DBC, les conditions DEC-A en états d'arrêt se singularisent par des situations différentes de celles rencontrées pour les fonctionnements en puissance. Ainsi par exemple, l'enceinte de confinement et/ou le circuit primaire peuvent être ouverts et la pression du réfrigérant primaire peut également être très faible, accentuant le risque de rupture par ballonnement en cas de passage en crise d'ébullition. Pour ces situations, c'est le non-découvrement du cœur ou l'absence d'entrée en crise d'ébullition qui sera visé.

Pour les cas d'une petite brèche primaire cumulée à la Défaillance de Cause Commune (DCC) des moyens d'injection de sécurité ou le cas d'une perte totale de l'alimentation normale en eau des générateurs de vapeur cumulée à une défaillance de cause commune du système d'alimentation en eau de secours des générateurs de vapeur (ASG), il est vérifié par découplage, soit le non-découvrement du cœur, soit une température maximale du crayon moyen.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

3.2.2.2. Etats physiques à atteindre

L'état d'arrêt sûr DEC-A est un état du réacteur dans lequel :

- le cœur est sous-critique ;
- les fonctions fondamentales de sûreté sont assurées de manière durable. La durée pendant laquelle ces fonctions doivent être assurées est cohérente avec les objectifs d'autonomie définis au chapitre 2.1 du présent volume.

3.2.2.3. Conditions initiales et conditions aux limites

Les conditions initiales des études DEC-A correspondent à un fonctionnement en régime stabilisé avec tous les matériels, systèmes et régulations fonctionnant normalement, en conformité avec les procédures de conduite normale.

Les études des conditions de fonctionnement DEC-A doivent démontrer que les critères techniques d'acceptation sont respectés avec un taux de couverture élevé. En pratique, un taux de couverture élevé peut être atteint en prenant une valeur raisonnablement enveloppe pour différents paramètres dominants, les autres paramètres pouvant être pris à leur valeur nominale.

Note : les paramètres dominants sont les paramètres qui influencent au premier ordre le résultat de l'étude. Sont notamment potentiellement concernés :

- les grandeurs caractéristiques de l'état initial, comme mentionné ci-dessus ;
- les valeurs de réglage des seuils de contrôle-commande actionnant les matériels et systèmes sollicités ;
- les caractéristiques fonctionnelles des matériels et systèmes sollicités ;
- les critères d'enclenchement des actions opérateur.

3.2.2.4. Règles d'étude

3.2.2.4.1. Systèmes crédités dans l'analyse

Si un système est rendu indisponible par la condition de fonctionnement DEC-A analysée, c'est-à-dire, en particulier, s'il est affecté par la défaillance de cause commune analysée ou par l'événement initiateur postulé, il ne peut être crédité dans l'analyse d'une condition de fonctionnement DEC-A.

D'autre part, les systèmes, matériels et régulations qui peuvent être crédités dans les études DEC-A doivent avoir un niveau de classement conforme avec les principes de classement définis au chapitre 2.6 du présent volume et doivent être qualifiés aux conditions d'ambiance auxquels ils sont soumis selon les principes du chapitre 2.7 du présent volume.

De plus, un système opérationnel (éventuellement non-classé) en fonctionnement à l'instant initial de l'accident peut également être crédité dans une étude DEC-A s'il peut être justifié que ce système ne subit pas de discontinuité dans ses conditions de service ou qu'il est adapté aux conditions de fonctionnement attendues.

Aucun moyen extérieur au site ne peut être crédité dans une étude DEC-A avant un délai [], en cohérence avec les objectifs d'autonomie définis au chapitre 2.1 du présent volume.

3.2.2.4.2. Défaillance unique

L'étude d'une condition de fonctionnement DEC-A ne prend pas en compte de défaillance unique.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

3.2.2.4.3. Maintenance préventive

L'étude d'une condition de fonctionnement DEC-A ne prend pas en compte d'indisponibilité d'un système pour cause de maintenance préventive.

3.2.2.4.4. Prise en compte du manque de tension externe

L'étude d'une condition de fonctionnement DEC-A ne prend pas en compte de cumul additionnel de MDTE, ni de séisme (c'est-à-dire entres autres, pas de temps de chute de grappes allongé). Le MDTE peut néanmoins être un initiateur à lui seul dès lors qu'il est cumulé à une défaillance de cause commune des sources internes alternatives de puissance principales.

3.2.2.4.5. Modalités de prise en compte des actions opérateur

Les actions manuelles sont prises en compte dans l'étude des conditions de fonctionnement DEC-A, comme pour l'étude des DBC, en considérant les délais d'intervention suivants :

- 30 minutes pour une action manuelle à partir de la salle de commande principale ;
- 60 minutes pour une action manuelle locale, c'est-à-dire réalisée à l'extérieur de la salle de commande principale.

Cette durée est évaluée en prenant comme instant initial la transmission à l'opérateur de la première information significative.

Les opérateurs sont supposés agir sans erreur conformément aux procédures de conduite accidentelle (voir chapitre 3 du volume 3), sitôt passé le délai opérateur conventionnel.

3.2.3. REGLES POUR LES ETUDES DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT AVEC DEFAILLANCES MULTIPLES ASSOCIEES AU BATIMENT COMBUSTIBLE

3.2.3.1. Objectifs, exigences de sûreté et critères techniques d'acceptation associés

Afin de satisfaire aux objectifs de sûreté définis au chapitre 1.4 du présent volume pour les études des conditions de fonctionnement DEC-A associées au bâtiment combustible, des exigences de sûreté sont définies, puis déclinées en critères techniques d'acceptation.

Par ailleurs, comme pour le réacteur, les études doivent montrer que l'installation peut être amenée vers un état sûr (voir paragraphe suivant) et y être maintenue.

Les exigences de sûreté pour les conditions de fonctionnement DEC-A associées au bâtiment combustible sont les mêmes que pour les conditions de fonctionnement de référence DBC.

Les critères techniques d'acceptation sont définis afin de garantir en pratique le respect des exigences de sûreté :

- le niveau d'eau doit garantir l'absence de découvrement des assemblages combustibles entreposés ou en cours de manutention pendant toute la durée du transitoire ;
- à la fin du transitoire, la température de la piscine combustible et des compartiments connectés doit être inférieure à la température de saturation.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

3.2.3.2. Etats physiques à atteindre

Pour la piscine de stockage du combustible usé, l'état sûr DEC-A est caractérisé par l'évacuation durable de la puissance résiduelle du combustible entreposé dans la piscine combustible en boucle fermée.

3.2.3.3. Conditions initiales et conditions aux limites

Les conditions initiales pour l'analyse des conditions de fonctionnement DEC-A associées au bâtiment combustible correspondent aux conditions pénalisantes en situation normale, dans la limite du domaine autorisé par les Spécifications Techniques d'Exploitation (STE) (température maximale et niveau d'eau minimal de la piscine).

Deux conditions initiales de fonctionnement sont considérées : « début de cycle » et « rechargement ».

On considère un assemblage en cours de manutention, sauf lorsque les règles d'exploitation l'interdisent explicitement.

Le calcul de la température atteinte dans la piscine en fin de transitoire est effectué en tenant compte des incertitudes sur la puissance résiduelle.

3.2.3.4. Règles d'étude

3.2.3.4.1. Systèmes crédités dans l'analyse

Les systèmes crédités dans l'analyse de sûreté pour le bâtiment combustible obéissent aux mêmes règles que pour le réacteur.

3.2.3.4.2. Défaillance unique

L'étude d'une condition de fonctionnement DEC-A ne prend pas en compte de défaillance unique supplémentaire.

3.2.3.4.3. Maintenance préventive

L'étude d'une condition de fonctionnement DEC-A ne prend pas en compte d'indisponibilité d'un système pour cause de maintenance préventive.

3.2.3.4.4. Prise en compte du MDTE

L'étude d'une condition de fonctionnement DEC-A ne prend pas en compte de cumul MDTE, ni de cumul de séisme.

3.2.3.4.5. Modalités de prise en compte des actions opérateur

Les actions manuelles sont prises en compte dans l'étude des conditions de fonctionnement DEC-A en considérant les délais d'intervention suivants :

- de 30 minutes pour une action manuelle à partir de la salle de commande principale ;
- de 60 minutes pour toute action réalisée à l'extérieur de la salle de commande principale, à l'exception de la mise en position sûre d'un assemblage en cours de manutention, pour laquelle un délai enveloppe de 30 minutes est retenu du fait de la présence sur place du personnel au moment de l'alarme.

Cette durée est évaluée en prenant comme instant initial la transmission à l'opérateur de la première information significative.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Les opérateurs sont supposés agir sans erreur conformément aux procédures de conduite accidentelle, sitôt passé le délai opérateur conventionnel.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

3.3. REGLES POUR LES ETUDES DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT AVEC FUSION DU CŒUR DEC-B

3.3.1. OBJECTIFS ET EXIGENCES DE SÛRETÉ

Afin de satisfaire aux objectifs de sûreté associés aux conditions de fonctionnement avec fusion du cœur DEC-B (voir chapitre 1.4 du présent volume), des exigences de sûreté sont définies pour les études des conditions de fonctionnement avec fusion du cœur DEC-B.

En pratique, l'objectif de la mitigation des accidents de fusion du cœur est le maintien à court et long termes du confinement ; par conséquent les exigences de sûreté sont déterminées pour démontrer la satisfaction de cet objectif.

3.3.1.1. Fonction confinement

Le dimensionnement de l'enceinte doit être compatible avec la pression et la température atteintes dans l'enceinte dans toutes les conditions de fonctionnement avec fusion du cœur DEC-B. Les exigences qui en découlent pour la conception du revêtement métallique de l'enceinte, du béton précontraint et du radier sont définies au chapitre 2.8 du présent volume.

3.3.1.2. Pression primaire

Le circuit primaire doit être dépressurisé au cours des accidents de fusion cœur pour éviter :

- un bipasse de l'enceinte par Rupture de Tube GV (RTGV) induite ;
- la perte du confinement provoquée par les phénomènes consécutifs à la rupture de la cuve, notamment :
 - l'éjection de corium à haute pression et sa dispersion dans l'enceinte, susceptible de conduire à une pression enceinte supérieure à la pression de dimensionnement par phénomène DCH (échauffement direct de l'enceinte) ;
 - la pressurisation du puits de cuve et le déplacement des composants du circuit primaire ;
 - la perte d'intégrité du système de rétention du corium.

3.3.1.3. Contrôle de l'hydrogène

En considérant la production d'hydrogène estimée pour les conditions DEC-B et les localisations possibles du relâchement dans l'enceinte, le système de contrôle de l'hydrogène doit satisfaire aux exigences suivantes :

- la concentration volumique moyenne de l'hydrogène dans toute l'enceinte doit rester limitée ;
- une combustion complète isochore et adiabatique (PAICC) doit rester compatible avec le respect de la fonction confinement ;
- si la concentration d'hydrogène dépasse localement 10%, les conditions doivent être telles qu'une détonation locale de l'hydrogène ou une transition de la déflagration à la détonation (DDT) ne puissent se produire ;
- à long terme le mélange gazeux dans l'enceinte de confinement doit être maintenu hors de la zone d'inflammabilité ;
- les processus de recombinaison ou de combustion éventuelle de l'hydrogène doivent mener à des températures compatibles avec l'exigence de confinement associée au liner de l'enceinte (voir chapitre 2.8 du présent volume).

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

3.3.2. ETATS PHYSIQUES À ATTEINDRE

Les dispositions DEC-B doivent permettre, après un accident de fusion du cœur, d'atteindre un état maîtrisé de l'installation, caractérisé par :

- un corium stabilisé et refroidi ;
- une évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte ;
- le confinement des matières radioactives ;

et de le maintenir sur le long terme en cohérence avec les objectifs d'autonomie (voir chapitre 2.1 du présent volume).

3.3.3. CONDITIONS INITIALES, CONDITIONS AUX LIMITES ET HYPOTHESES PHYSIQUES

Les conditions initiales et aux limites sont, soit prises à leur valeur nominale, soit prises raisonnablement enveloppe. Cela concerne :

- les grandeurs caractéristiques de l'état de l'installation à l'entrée en accident de fusion du cœur ;
- les caractéristiques des matériels et systèmes sollicités ;
- les critères d'enclenchement des actions opérateur ;
- les valeurs de réglage des seuils de contrôle-commande actionnant les matériels et systèmes sollicités.

L'analyse des conditions DEC-B est basée sur des calculs réalistes des différents phénomènes physiques à considérer. Des hypothèses réalistes sont par ailleurs sélectionnées pour calculer les chargements pour lesquels les moyens de mitigation doivent être dimensionnés.

Par ailleurs, les hypothèses d'étude sont aussi définies en fonction de la connaissance issue de la R&D des différents phénomènes physiques qui interviennent au cours de la progression de l'accident. Les paramètres retenus doivent permettre de couvrir raisonnablement les incertitudes physiques de modélisation si elles sont avérées.

3.3.4. RÈGLES D'ÉTUDE

3.3.4.1. Systèmes crédités dans l'analyse

Pour qu'un système soit crédité dans l'étude d'une condition DEC-B, y compris l'instrumentation :

- il doit avoir un niveau de classement conforme avec les principes de classement définis au chapitre 2.6 du présent volume ;
- il doit être qualifié aux conditions d'ambiance représentatives sur la durée de sa mission (voir chapitre 2.7 du présent volume) ;
- il doit être secouru si nécessaire par la source interne alternative de puissance DEC-B ;
- sa mise en service et/ou hors service, lorsque celle-ci nécessite une intervention humaine, doit tenir compte des conditions d'accessibilité et de faisabilité, en particulier du point de vue radiologique.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

3.3.4.2. Défaillance unique

L'étude d'une condition DEC-B ne prend pas en compte de défaillance unique supplémentaire à la combinaison des défaillances définissant le DEC-B analysé.

3.3.4.3. Maintenance préventive

L'étude d'une condition DEC-B ne prend pas en compte d'indisponibilité d'un système pour cause de maintenance préventive.

3.3.4.4. Prise en compte du MDTE

La prise en compte d'un cumul MDTE dépend du scénario accidentel associé à la condition de fonctionnement DEC-B considérée.

3.3.4.5. Modalités de prise en compte des actions opérateur

Les actions opérateur valorisées sont cohérentes avec les procédures de conduite accidentelle (pour les actions anticipées) ou de conduite en accident avec fusion du cœur (voir chapitre 4 du volume 3). Les actions immédiates réalisées depuis la salle de commande principale sont supposées réalisées sans délai. Les actions devant être réalisées en local tiennent compte des conditions d'accessibilité.

Pour vérifier l'absence d'effet falaise comme décrit au chapitre 1.4 du présent volume, les études DEC-B intègrent des études de sensibilité, comme par exemple un retard des actions immédiates réalisées depuis la salle de commande principale jusqu'à une heure à partir de l'entrée en accident avec fusion du cœur. Il est alors vérifié que ces études de sensibilité couvrent les incertitudes physiques de modélisation (voir paragraphe 3.3.3 ci-avant).

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

3.4. METHODE D'ANALYSE FONCTIONNELLE DE SURETE

3.4.1. ÉLÉMENTS DE MÉTHODOLOGIE

3.4.1.1. Principes de l'analyse fonctionnelle de sûreté

L'analyse fonctionnelle de sûreté est une méthode d'ingénierie qui vise à proposer une description synthétique du fonctionnement du réacteur dans les différentes conditions listées au chapitre 1.4 du présent volume (conditions de fonctionnement de référence DBC, conditions de fonctionnement avec défaillances multiples DEC-A, conditions de fonctionnement avec fusion du cœur DEC-B, agressions internes et externes).

Pour cela il convient :

- d'identifier les conditions à décrire ;
- d'identifier les fonctions de sûreté requises pour la maîtrise de ces conditions ;
- d'identifier, pour chaque condition, la séquence des fonctions de sûreté requises pour sa mitigation.

3.4.1.2. Elaboration de la liste des fonctions de sûreté

3.4.1.2.1. Introduction

La notion de fonction de sûreté connaît de nombreuses définitions.

Toutefois au plan pratique, la définition retenue est celle présentée dans la norme IEC 61226 [13] et formulée comme suit :

« un usage ou un objectif à atteindre pouvant être spécifié ou décrit sans référence aux moyens physiques de le réaliser ».

3.4.1.2.2. Approche retenue

L'élaboration de la liste des fonctions de sûreté repose sur une approche par raffinement progressif en partant des fonctions fondamentales de sûreté pour aller vers les fonctions de sûreté spécifiques au niveau des systèmes élémentaires et jusqu'au groupe de composants réalisant ces fonctions.

3.4.1.2.3. Fonctions fondamentales de sûreté

Selon l'article 3.4 de l' « arrêté INB », l'installation nucléaire doit satisfaire quatre fonctions fondamentales de sûreté dans tous les états de fonctionnement du réacteur pour réaliser l'objectif de sûreté global de protection des personnes et de l'environnement contre les effets dangereux des rayonnements ionisants :

- la maîtrise des réactions nucléaires en chaîne (R) ;
- l'évacuation de la puissance thermique issue des substances radioactives et des réactions nucléaires (H) ;
- le confinement des substances radioactives (C) ;
- la protection des personnes et de l'environnement contre les rayonnements ionisants.

3.4.1.2.4. Décomposition hiérarchique des fonctions

Les fonctions fondamentales de sûreté sont décomposées de façon hiérarchisée et structurée jusqu'au niveau des fonctions de sûreté spécifiques décrivant une solution

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

physique et permettant de faire le lien avec un groupe de composants décrivant une solution technique.

Concernant la quatrième fonction fondamentale de sûreté, dans la pratique, cette dernière fonction ne fait pas l'objet du travail de décomposition hiérarchique précédemment décrit.

3.4.1.2.5. Identification des groupes de composants

La notion de groupe de composants est introduite au niveau de détail immédiatement inférieur à celui de la fonction spécifique de sûreté. Elle permet, suivant l'avancement de la conception, l'identification des composants nécessaires à la réalisation d'une fonction spécifique de sûreté.

3.4.1.3. Analyse fonctionnelle

Pour chacune des conditions étudiées et à partir de la liste des fonctions spécifiques de sûreté, on procède, en cohérence avec les règles des études associées à la condition étudiée, à l'analyse fonctionnelle proprement dite, en identifiant la séquence des fonctions de sûreté requises pour la mitigation de la condition étudiée.

3.4.2. LIMITES

L'analyse fonctionnelle de sûreté est élaborée par étapes successives et s'enrichit progressivement pour intégrer les avancées des études de conception. Ainsi, dans les phases précoces du projet, l'analyse fonctionnelle s'en tient strictement au niveau de détail de la fonction. Puis, au fur et à mesure de la conception et de l'élaboration des systèmes et de leur support, l'analyse fonctionnelle s'enrichit jusqu'au niveau des composants.

Par ailleurs, en début de « basic design », les séquences fonctionnelles de chaque condition de fonctionnement sont qualitatives et basées sur les connaissances générales de fonctionnement des réacteurs à eau pressurisée en conditions accidentelles ainsi que sur les études similaires pour des réacteurs de conception proche. Elles demandent à être confirmée par les études avals.

3.4.3. UTILISATIONS DE L'ANALYSE FONCTIONNELLE EN CONCEPTION

L'analyse fonctionnelle peut être utilisée, selon la phase du projet et le niveau de maturation de la conception dont elle rend compte, comme aide à :

- la description du comportement de l'installation dans les différentes conditions ; ceci participe au processus de conception en garantissant une homogénéité de l'approche et de la prise en compte des exigences ;
- l'élaboration de la liste des DBC et de la liste des DEC-A décrites au chapitre 2.2 ci-avant ;
- la déclinaison des principes de classement de sûreté décrits au chapitre 2.6 du présent volume ;
- l'identification des exigences de qualification des équipements aux conditions accidentelles décrites au chapitre 2.7 du présent volume dès lors que l'on peut rendre compte des composants et de leur localisation ;
- l'identification des systèmes et composants requis en cas d'agression externe extrême naturelle selon les principes définis dans le chapitre 2.4 du présent volume.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

3.5. REGLES POUR LES ETUDES D'AGRESSIONS INTERNES ET EXTERNES

3.5.1. AGRESSIONS INTERNES

3.5.1.1. Principes généraux et objectifs de sûreté

Les études d'agressions internes distinguent deux types d'agressions :

- les agressions internes qui constituent un événement initiateur induisant ou non un événement de type DBC ;
- les agressions internes résultant d'une condition de fonctionnement.

Selon les objectifs de sûreté exprimés au chapitre 1.2 du présent volume, les agressions internes ne doivent pas conduire à des accidents avec fusion du cœur. Néanmoins, certaines agressions peuvent être la conséquence d'une condition de fonctionnement avec défaillances multiples DEC-A ou avec fusion du cœur DEC-B.

Les études déterministes sont complétées dans certains cas par les études probabilistes de sûreté spécifiques aux agressions internes (voir chapitre 3.6 du présent volume).

3.5.1.1.1. Agression interne constituant l'initiateur

La démonstration qu'une agression interne ne conduit pas à la fusion du cœur est basée sur une analyse visant à vérifier que les systèmes nécessaires à la mitigation des conséquences de l'agression sont disponibles et capables d'assurer la (ou les) fonction(s) de sûreté pour la (les)quelle(s) ils sont requis.

S'il s'avère qu'une agression induit un transitoire incidentel ou accidentel, ce transitoire ne relève pas, par nature, des conditions de fonctionnement de référence DBC. La notion d' « événement de type DBC » est utilisée pour qualifier un transitoire induit étudié au titre des agressions et dont l'initiateur est comparable à celui d'une condition DBC existante.

Dans le cas où une agression interne induit un événement de type DBC, l'étude doit prendre en compte les conséquences de l'agression avec les règles d'études décrites au paragraphe suivant. Les exigences de sûreté à vérifier dans ce cas sont similaires à celles d'une condition de fonctionnement de fréquence d'occurrence équivalente. En particulier, la démonstration de l'atteinte d'un état d'arrêt sûr sera apportée en créditant des Structures, Systèmes et Composants (SSCs) respectant les conditions précisées dans le paragraphe 3.5.1.3 ci-après. Il est à noter que pour les études d'agressions internes, selon les conséquences de l'agression et les indisponibilités générées, l'état sûr visé pourra être un état d'arrêt à chaud avec évacuation durable de la puissance résiduelle par les générateurs de vapeur.

Dans le cas d'une agression interne indépendante, la défaillance unique est appliquée à une disposition requise pour prévenir ou limiter les conséquences de l'agression et la maintenance préventive est prise en compte (sauf sur les systèmes qui peuvent être rendus opérationnels à court terme ou dont la durée de maintenance est courte). Cependant, par définition, une agression interne indépendante est une agression qui n'induit pas d'événement de type DBC même après avoir considéré une défaillance unique sur une disposition requise pour prévenir ou limiter les conséquences de l'agression. Ainsi, les conséquences de l'agression sont gérées selon les Spécifications Techniques d'Exploitation (STE) sans sollicitation des systèmes de sauvegarde.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

3.5.1.1.2. Agression interne résultant d'une condition de fonctionnement

Dans le cas d'une agression interne qui résulterait d'une condition de fonctionnement, l'étude associée doit tenir compte des conséquences de l'agression en termes de disponibilité de systèmes et de conditions d'environnement notamment. Les exigences de sûreté à vérifier dans ce cas ainsi que les règles d'étude à appliquer sont celles des conditions de fonctionnement définies aux chapitres 3.1, 3.2 et 3.3 du présent volume sauf pour les conséquences de l'agression elle-même étudiées avec les règles données aux paragraphes 3.5.1.2 et suivants.

3.5.1.1.3. Analyse fonctionnelle

La démarche d'analyse fonctionnelle vient en support des études d'agression. Elle vise principalement à identifier les cas où le nombre de redondances disponibles pour un système ne serait pas suffisant pour limiter les conséquences du ou des événement(s) de type DBC éventuellement générés par une agression interne. Elle est basée sur les règles d'étude décrites dans les paragraphes ci-après.

Elle se déroule en quatre étapes :

- étape 1 : recherche des modes communs potentiels (compte-tenu de la séparation des trains par conception, un mode commun est défini comme l'agression simultanée d'un composant pouvant initier un événement de type DBC et d'un SSC nécessaire à la mitigation du ou des événement(s) de type DBC induit(s) ;
- étape 2 : dédouanement des modes communs potentiels par une analyse de premier niveau (vérification qu'un nombre suffisant de redondances reste disponible, sur la base d'une analyse simplifiée des conséquences de l'agression) ;
- étape 3 : analyse spécifique de scénarios d'agression pour les modes communs non dédouanés à l'étape précédente ;
- étape 4 : traitement des modes communs confirmés, qui justifient une action corrective.

En phase de « basic design », les études détaillées de scénarios d'agression (étape 3 ci-dessus) sont limitées, compte tenu des données d'installation disponibles, au profit d'hypothèses de découplage.

L'analyse fonctionnelle est utilisée si nécessaire au vu des éléments de conception disponibles et de l'opportunité d'une telle analyse :

- pendant l'implantation des systèmes, pour vérifier l'acceptabilité des dérogations aux règles d'installation décrites au chapitre 2.3 du présent volume ou pour proposer des modifications de l'implantation des systèmes afin de respecter les exigences de sûreté relatives aux agressions internes ;
- à certaines étapes clefs de la conception (par exemple en fin de « basic design »), pour vérifier la conformité de l'installation aux exigences de sûreté relatives aux agressions.

Dans le premier cas, toutes les étapes de la démarche ne sont pas nécessairement déroulées pour réaliser des analyses fonctionnelles ciblées au local ou groupes de locaux concernés. Ainsi, on procède par étapes, de façon graduelle, en ne passant à l'étape ultérieure que si nécessaire pour la démonstration du respect des exigences de sûreté. Dans le second cas, la démarche est plus systématique, elle constitue l'étape de vérification, basée sur un outil informatique facilitant la recherche des modes communs et permettant de se prononcer sur leur acceptabilité eu égard aux exigences de sûreté.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

3.5.1.2. Conditions initiales

Les conditions initiales sont celles du fonctionnement normal (c'est-à-dire : tous les états de fonctionnement du réacteur sont à considérer, en tenant compte notamment des configurations spécifiques rencontrées en états d'arrêt). Certaines conditions normales de fonctionnement de faible durée peuvent être exclues sur des bases probabilistes, comme les essais périodiques.

3.5.1.3. Systèmes crédités dans l'analyse

Lorsque l'agression induit un événement de type DBC ou résulte d'une condition de fonctionnement, les systèmes pouvant être crédités dans l'analyse doivent avoir un niveau de classement conforme avec les principes définis au chapitre 2.6 du présent volume et leur fonctionnement ne doit pas être remis en cause par l'agression. Lorsque l'agression induit un événement de type DBC, la valorisation de matériels classés de sûreté S1 ou S2 sera prioritairement visée mais des matériels classés S3 pourront également être valorisés au cas par cas si nécessaire.

Lorsque l'agression n'induit aucun événement de type DBC même après prise en compte d'une défaillance unique, les spécifications techniques d'exploitation s'appliquent et tous les systèmes peuvent être valorisés dans la démonstration d'atteinte de l'état d'arrêt sûr si celui-ci est requis par les spécifications techniques et à condition que leur fonctionnement ne soit pas remis en cause par l'agression.

3.5.1.4. Défaillance unique

Les études d'agressions internes prennent en compte la défaillance unique (voir chapitre 2.1 du présent volume), sauf quand l'agression résulte d'une condition de fonctionnement DEC-A ou DEC-B.

Plusieurs cas sont à distinguer :

- si l'agression induit un événement de type DBC, l'étude doit considérer une défaillance unique active qui s'applique soit sur une fonction de sûreté requise pour la mitigation de l'événement, soit sur une disposition requise pour prévenir ou limiter les conséquences de l'agression et les règles du présent chapitre s'appliquent ;
- si l'agression n'induit pas d'événement de type DBC, il convient de vérifier si cette hypothèse est toujours vérifiée avec une défaillance unique appliquée sur une disposition requise pour prévenir ou limiter les conséquences de l'agression :
 - si aucun événement n'est induit, alors les spécifications techniques d'exploitation s'appliquent ;
 - si un événement de type DBC est induit, alors l'étude associée est menée sans application de défaillance unique supplémentaire et les règles du présent chapitre s'appliquent.

La défaillance unique s'applique également dans le cas où l'agression interne résulte d'une condition de fonctionnement de référence.

Les cas suivants constituent des exceptions à l'application de la défaillance unique sur une disposition requise pour limiter les conséquences de l'agression interne :

- les systèmes ou composants passifs ;
- les équipements déjà en service avant l'occurrence de l'agression et dont les conditions de service restent inchangées par l'agression et ses conséquences.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

En cas d'incendie dans la salle de commande principale, la défaillance unique de l'interface homme-machine n'est pas appliquée. Ceci est justifié par des mesures de protection contre l'incendie adéquates et par la présence permanente du personnel d'exploitation qui peut éteindre l'incendie très rapidement.

3.5.1.5. Maintenance préventive

Lorsqu'un système est à l'arrêt pour maintenance, il est considéré comme indisponible dans les études d'agressions internes sauf si la nature de la maintenance préventive est telle que le système peut être rendu opérationnel à court terme (de sorte que la fonction de sûreté nécessaire peut être assurée en cas de demande) ou que sa durée de maintenance est courte.

Cette règle n'est cependant pas appliquée quand l'agression résulte d'une condition de fonctionnement DEC-A ou DEC-B.

3.5.1.6. Modalités de prise en compte des actions opérateur

Les délais d'action opérateur à prendre en compte dans les études d'agressions internes sont les suivants :

- l'ensemble des actions manuelles depuis la salle de commande principale peut être réalisé au plus tôt 30 minutes après la première information significative fournie à l'opérateur ;
- l'ensemble des actions manuelles en local (c'est-à-dire hors de la salle de commande principale) peut être réalisé au plus tôt une heure après la première information significative fournie à l'opérateur. En cas d'inondation, pour certaines actions réalisées en local, lorsque des dispositifs de détection non spécifiques au système sont mis en place, un délai de 2 heures peut être retenu.

Ces délais opérateur correspondent à la période de grâce pendant laquelle aucune action humaine n'est nécessaire pour assurer la démonstration de sûreté nucléaire. Néanmoins les procédures de conduite peuvent autoriser l'opérateur à agir pendant cette période.

Les actions opérateurs sont supposées réalisées sans erreur conformément aux procédures de conduite et sitôt passés les délais conventionnels spécifiés ci-dessus.

Les actions opérateur en cas d'agression interne résultant d'un accident avec fusion du cœur DEC-B tiennent compte des conditions d'accessibilité.

3.5.1.7. Prise en compte du manque de tension externe (MDTE)

Les études d'agressions internes, et en particulier les études d'événements induits par une agression interne, ne prennent pas en compte de cumul MDTE⁴⁷, ni de cumul de séisme (donc, entre autres, pas de temps de chute de grappes allongé).

3.5.2. AGRESSIONS EXTERNES

Les études d'agressions externes visent à démontrer que les objectifs de sûreté associés à ces agressions et définis au chapitre 2.4 du présent volume sont respectés.

On distingue les études d'agressions externes de référence des études d'agressions externes extrêmes naturelles.

Les études déterministes sont complétées par les études probabilistes de sûreté spécifiques aux agressions externes (voir chapitre 3.6 du présent volume).

⁴⁷ Sauf dans le cas où le MDTE est induit par l'agression interne.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

3.5.2.1. Agressions externes de référence

La démarche de protection contre les agressions externes de référence consiste à expliciter les « cas de charge » à considérer pour chaque agression externe puis à dimensionner les structures et équipements qui doivent y résister.

La démarche « cas de charge » consiste à rechercher le découplage, autant que faire se peut, entre l'étude de l'agression elle-même et l'étude d'éventuels événements induits. Le découplage est recherché autant que possible au travers de la limitation :

- des conséquences de l'agression sur les fonctions de sûreté définies au sens des études des conditions de fonctionnement de référence, c'est-à-dire en pratique sur les matériels qu'elles requièrent, en justifiant a minima l'absence de défaillance de mode commun ;
- des conséquences de l'agression sur les matériels dont la défaillance peut être source d'agression interne ou externe.

Lorsqu'un tel découplage n'est pas possible ou n'est pas recherché, une approche plus événementielle est nécessaire.

Des études de vérification menées selon les règles décrites ci-après permettent alors de s'assurer, in fine, que les objectifs de sûreté définis au chapitre 2.4 du présent volume sont respectés.

3.5.2.1.1. Principes généraux et exigences de sûreté

Selon les objectifs de sûreté exprimés au chapitre 2.4 du présent volume pour les agressions externes de référence, les exigences de sûreté des conditions de fonctionnement DBC4 doivent être respectées.

Comme pour les agressions internes, la démonstration du respect des objectifs de sûreté en cas d'agression externe de référence est basée sur une analyse visant à vérifier que les systèmes nécessaires à la mitigation des conséquences de l'agression sont disponibles et capables d'assurer la (ou les) fonction(s) de sûreté pour la (les)quelle(s) ils sont requis.

Dans le cas où une agression externe de référence induit un événement de type DBC, il convient de vérifier que les hypothèses de l'étude de l'événement induit en question ne sont pas remises en cause (en particulier la disponibilité des systèmes nécessaires pour gérer cette condition de fonctionnement). Dans le cas contraire, l'étude de l'événement induit doit prendre en compte les conséquences de l'agression.

La démonstration de l'atteinte d'un état d'arrêt sûr sera apportée.

Il est à noter que pour les études d'agressions externes de référence, selon les conséquences de l'agression et les indisponibilités générées, l'état sûr visé pourra être un état d'arrêt à chaud avec évacuation durable de la puissance résiduelle par les générateurs de vapeur. Cependant, étant donnée la démarche « cas de charge » retenue, les cas de repli dans cet état sûr seront a priori exceptionnels.

Lorsque le site d'implantation de l'EPR NM sera choisi, il conviendra de vérifier qu'il n'y a pas d'autres équipements contenant des substances radioactives non couverts par les études menées pour la conception standard. Dans le cas contraire, les conséquences de leur éventuelle défaillance suite à une agression externe de référence devront être analysées.

3.5.2.1.2. Conditions initiales et conditions aux limites

Les conditions initiales sont celles du fonctionnement normal (c'est-à-dire : tous les états de fonctionnement du réacteur sont à considérer, en tenant compte notamment des configurations spécifiques rencontrées en états d'arrêt). Certaines conditions normales de fonctionnement de faible durée peuvent être exclues sur des bases probabilistes.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Dans le cas où le séisme induit un événement de type DBC, un temps de chute de grappes allongé est considéré. Par découplage cependant, toutes les conditions de fonctionnement de référence associées au réacteur sont étudiées avec un temps de chute de grappes allongé (voir chapitre 3.1 du présent volume).

Dans le cas où la canicule ou le grand froid induit un événement de type DBC, les températures externes associées au niveau DBH sont prises en compte pour le fonctionnement des systèmes valorisés dans l'étude.

3.5.2.1.3. Systèmes crédités dans l'analyse

Lorsque l'agression induit un événement de type DBC, les systèmes pouvant être crédités dans l'analyse sont les mêmes que ceux mentionnés dans le chapitre 3.1 du présent volume à condition qu'ils soient conçus pour rester opérationnels dans ce cas.

Lorsque l'agression n'induit aucun événement même après prise en compte d'une défaillance unique, les spécifications techniques d'exploitation s'appliquent et tous les systèmes peuvent être valorisés dans la démonstration d'atteinte de l'état d'arrêt sûr si celui-ci est requis par les spécifications techniques, à condition que leur fonctionnement ne soit pas remis en cause par l'agression.

3.5.2.1.4. Défaillance unique

La considération de la défaillance unique dans les études d'agressions externes de référence n'est pas structurante compte-tenu de l'approche cas de charge et de la valorisation de dispositions essentiellement passives. La défaillance de dispositions actives éventuelles intervenant dans la démonstration de sûreté nucléaire sera analysée au cas par cas selon les mêmes règles que pour les agressions internes (voir paragraphe 3.5.1.4 ci-avant).

Les cas suivants constituent des exceptions à l'application de la défaillance unique sur une disposition requise pour limiter les conséquences de l'agression externe :

- les agressions à caractère prédictible et progressif ;
- les équipements déjà en service avant l'occurrence de l'agression et dont les conditions de service restent inchangées par l'agression et ses conséquences.

3.5.2.1.5. Maintenance préventive

Lorsqu'un système est à l'arrêt pour maintenance, il est considéré comme indisponible dans les études d'agressions externes de référence sauf si la nature de la maintenance préventive est telle que le système peut être rendu opérationnel à court terme (de sorte que la fonction de sûreté nécessaire peut être assurée en cas de demande) ou que sa durée de maintenance est courte.

3.5.2.1.6. Modalités de prise en compte des actions opérateur

Les délais d'action opérateur à prendre en compte dans les études d'agressions externes de référence sont les mêmes que ceux des agressions internes (voir paragraphe 3.5.1.6 ci-avant).

3.5.2.1.7. Prise en compte du manque de tension externe (MDTE)

Les études d'agressions externes de référence prennent en compte le cumul avec le MDTE lorsque cette hypothèse est plus pénalisante que l'inverse, et s'il existe un lien de causalité avéré entre l'agression et le MDTE.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

3.5.2.2. Agressions externes extrêmes naturelles

3.5.2.2.1. Principes généraux et exigences de sûreté

Selon les objectifs de sûreté exprimés au chapitre 2.4 du présent volume, les agressions externes extrêmes naturelles ne doivent pas conduire à des rejets importants ou précoces.

Pour chaque agression externe extrême naturelle étudiée, ses conséquences se traduisent par le cumul d'un manque de tension externe et de la perte totale de la source froide principale de sûreté []. Les conditions initiales et conditions aux limites sont celles issues de l'agression étudiée.

Les exigences de sûreté à vérifier dans ce cas sont par découplage celles des conditions de fonctionnement avec défaillances multiples DEC-A (voir chapitre 3.2 du présent volume), ce qui permet de démontrer l'absence de rejets importants ou précoces.

La démonstration de l'atteinte de l'état d'arrêt sûr DEC-A (ou de son maintien, voir ci-dessous) sera apportée. Cet état d'arrêt sûr à atteindre et à maintenir sur 100 heures est l'évacuation de la puissance résiduelle soit par les GV, soit par la mise en service du RIS en mode RA. Dans le cas des conditions de fonctionnement associées au bâtiment combustible, l'état d'arrêt sûr est caractérisé par un niveau d'eau permettant l'évacuation de la puissance résiduelle du combustible entreposé en piscine (refroidissement par PTR, ou ébullition/appoint).

3.5.2.2.2. Conditions initiales et conditions aux limites

Les conditions initiales sont celles du fonctionnement normal (c'est-à-dire : tous les états de fonctionnement du réacteur sont à considérer, en tenant compte notamment des configurations spécifiques rencontrées en états d'arrêt). Les conditions normales de fonctionnement de durée limitée ne sont pas prises en compte.

Un temps de chute de grappes allongé est pris en compte lorsque l'agression étudiée est le séisme.

Les études thermohydrauliques sont réalisées avec une pénalisation des paramètres dominants identique à ce qui est fait pour les études des conditions DEC-A.

Dans le cas des agressions prédictibles (comme l'inondation et les températures extrêmes), le repli préventif de l'installation en état d'arrêt sûr est valorisé. Ainsi, lorsque l'agression étudiée est la canicule ou le grand froid, les températures associées au critère de repli sont prises en compte pour le fonctionnement des systèmes valorisés dans l'étude.

3.5.2.2.3. Systèmes crédités dans l'analyse

Les systèmes crédités dans l'analyse doivent être conçus pour être opérationnels en cas d'agression externe extrême naturelle selon les principes présentés au chapitre 2.4 du présent volume et supportés électriquement par la source de puissance diversifiée.

3.5.2.2.4. Défaillance unique

L'étude des agressions externes extrêmes naturelles ne prend pas en compte le critère de défaillance unique.

3.5.2.2.5. Maintenance préventive

L'étude des agressions externes extrêmes naturelles ne prend pas en compte de maintenance préventive.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

3.5.2.2.6. Modalités de prise en compte des actions opérateur

Les délais d'action opérateur à prendre en compte dans l'étude des agressions externes extrêmes naturelles sont les mêmes que ceux des agressions externes de référence à condition que les locaux ne soient pas rendus inaccessibles par les conséquences de l'agression. Dans ce cas, les délais seront définis en tenant compte des conditions d'accessibilité.

3.5.2.2.7. Prise en compte du manque de tension externe (MDTE)

L'étude des agressions externes extrêmes naturelles prend en compte le MDTE initié par l'agression au début du transitoire ($t=0$).

3.5.2.3. Prise en compte des données de site

Lorsque le site d'implantation de l'EPR NM sera connu, il conviendra de vérifier que les niveaux des agressions externes de référence DBH retenus lors de la conception standard couvrent bien les données du site avec le niveau de robustesse attendu. De même, il sera vérifié que le niveau d'agression externe extrême naturelle, pour lequel la démonstration de sûreté nucléaire est apportée, correspond à un niveau de plausibilité aussi faible que possible au regard des objectifs probabilistes et à des conditions économiquement acceptables.

Par ailleurs, il est possible que les niveaux d'agressions externes de référence DBH retenus pour la conception standard couvrent largement la période de retour de 10000 ans recherchée pour les agressions externes de référence du site choisi et suffisent à la démonstration d'absence de rejets importants ou précoces pour des agressions externes naturelles plus sévères : dans ce cas, aucune étude ou démonstration supplémentaire n'est nécessaire.

S'agissant des agressions externes susceptibles de provenir de l'environnement industriel du site, un recensement exhaustif de toutes les données disponibles sera effectué et analysé afin de définir les agressions éventuelles à prendre en compte.

Dans le cas où les conséquences sur l'installation ne seraient pas couvertes par la prise en compte des données de site, des analyses détaillées seront menées pour identifier les modifications éventuellement nécessaires à mettre en œuvre sur la conception standard.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

3.6. DEVELOPPEMENT DES ETUDES PROBABILISTES DE SURETE

3.6.1. INTRODUCTION

Les analyses probabilistes mentionnées à l'article 3.3 de l' « arrêté INB » (voir chapitre 1.1) et les études probabilistes de sûreté (EPS) mentionnées à l'article 8.1.2 de l' « arrêté INB » sont utilisées de façon complémentaire à l'approche déterministe et aident à apprécier le caractère satisfaisant des dispositions mises en place à la conception d'une installation, notamment en apportant une mesure du caractère suffisant des moyens mis en œuvre au titre de la défense en profondeur.

Les EPS se composent en effet d'un ensemble d'analyses techniques permettant d'apprécier les risques liés aux installations nucléaires en termes de fréquences d'événements initiateurs redoutés et de leurs conséquences. Elles confortent ainsi les choix de conception au regard des objectifs de sûreté définis au chapitre 1.2 du présent volume.

À ce titre, elles apportent une aide dans la définition et la hiérarchisation des actions à mener en vue d'atteindre et de maintenir un niveau de sûreté satisfaisant.

Elles permettent en particulier de vérifier que la conception du réacteur est équilibrée, c'est-à-dire telle qu'aucune séquence fonctionnelle ne contribue de façon significative aux risques les plus probables.

Des analyses fiabilistes et probabilistes préliminaires apportent une aide à la conception des systèmes, en termes de redondance et de diversification ou, si besoin, à la définition des conditions de fonctionnement avec défaillances multiples.

3.6.2. APPROCHE GLOBALE DES EPS

Les EPS sont une méthode d'évaluation des risques basée sur une investigation systématique des scénarios accidentels. Elles permettent d'obtenir une vue globale de la sûreté, intégrant aussi bien la tenue des équipements que le comportement des opérateurs.

En effet, les EPS considèrent une liste d'événements initiateurs aussi complète que possible. Elles permettent notamment de mettre en évidence des situations de fonctionnement couvrant des événements complexes, notamment celles liées à des cumuls d'événements ou à la perte des systèmes redondants et, selon le domaine de couverture, celles liées à l'occurrence d'une agression interne ou d'une agression externe.

Les EPS peuvent établir, pour chaque événement initiateur, les séquences résultant du succès ou de l'échec des systèmes et actions de conduite crédités pour rejoindre l'état contrôlé.

Par sommation des fréquences calculées pour chaque scénario élémentaire modélisé, elles permettent par la suite d'évaluer la fréquence totale de la conséquence redoutée, la contribution de chaque événement initiateur à la fréquence calculée et l'importance pour la sûreté des équipements et des actions de conduite.

Les évaluations peuvent s'appuyer sur un ensemble de techniques et de données proposant une modélisation réaliste de l'installation, afin de permettre la hiérarchisation des différents risques.. Des approches et données plus conservatives sont également possibles. De façon générale, les EPS sont proportionnées aux enjeux de sûreté.

3.6.2.1. Domaine de couverture

Le domaine de couverture des EPS, pour une installation donnée, est défini par la nature des conséquences examinées et par les événements étudiés (voir paragraphe 3.6.2.2 ci-après).

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Les EPS de niveau 1 permettent d'identifier les séquences menant à l'endommagement⁴⁸ du combustible dans le cœur ou dans la piscine de stockage du combustible usé et de déterminer leur fréquence.

Les EPS de niveau 2 permettent d'évaluer la nature, l'importance et les fréquences des rejets radiologiques anormaux⁴⁹ hors de l'enceinte de confinement.

Pour l'EPR NM, le développement des EPS de niveau 1 et de niveau 2 s'effectue par étapes successives, en même temps que se précise la conception.

Comme recommandé par la RFS 2002-01 [29], les EPS sont enrichies au fur et à mesure de l'avancement des études de conception et couvrent à terme au minimum l'ensemble des situations accidentelles qui, au vu des EPS menées sur les réacteurs similaires en exploitation ou en construction, sont considérées comme contributeurs importants des risques évalués.

Les principales caractéristiques techniques pour le développement et les applications des EPS de niveau 1 et de niveau 2 préconisées par l'AIEA ([14] et [15]) sont adaptées aux développements d'EPS à la conception et aux utilisations présentées dans le chapitre 1.4 du présent volume.

3.6.2.2. Types d'EPS et niveaux de détail

Le niveau de détail des EPS de niveau 1 permettant d'identifier les séquences menant à l'endommagement du combustible et de déterminer leur fréquence dépend du niveau de détail des données disponibles sur les systèmes notamment et des regroupements des événements initiateurs pris en compte.

Les EPS de niveau 2 sont simplifiées en phase de « basic design » afin d'estimer a minima la fréquence des modes de défaillance ou de bipasse du confinement considérée comme une approximation de la fréquence des rejets radiologiques importants ou précoces (voir chapitre 1.2 du présent volume).

Trois types d'EPS sont distingués indépendamment des conséquences étudiées :

- les EPS « Événement interne » s'intéressent aux événements occasionnés par des défaillances internes à l'installation nucléaire d'origine matérielle ou humaine (hors agression) perturbant le fonctionnement normal de l'installation et conduisant à une dérive de certains paramètres de l'installation (pression, température, réactivité, etc.), à partir duquel une séquence accidentelle peut se développer ;
- les EPS « Agression Interne » s'intéressent aux événements provoqués par des agressions internes à l'installation nucléaire de base (incendie interne, inondation interne, etc.) survenant dans l'installation et susceptible d'avoir des impacts sur la sûreté. En phase de « basic design », des EPS simplifiées incendie, inondation interne et explosion interne sont développées ;

⁴⁸ L'endommagement du combustible est la situation d'échec retenue dans les EPS de niveau 1, mais elle est très souvent remplacée par des critères de découplage introduits afin de simplifier l'étude : par exemple, le découplage prolongé des assemblages combustibles sans possibilité de restaurer durablement l'inventaire en eau, des sollicitations de la cuve au-delà des conditions de sa tenue, l'injection dans le cœur d'un volume critique d'eau non suffisamment borée, une température maximale de gaine, etc.

⁴⁹ Rejets de substances radioactives correspondant à des doses supérieures aux valeurs vérifiées dans les études des conséquences radiologiques.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- les EPS « Agression Externe » s'intéressent aux événements d'origine externe à l'installation nucléaire de base, soit naturels, soit liés à l'activité industrielle ou humaine, susceptibles d'avoir des impacts sur la sûreté.

Les EPS étudient systématiquement dans un modèle unique les risques faisant suite à un événement initiateur accidentel (événements internes et/ou agressions) affectant à la fois le BR et le BK.

3.6.2.3. Données d'entrée quantitatives

Hormis la description des systèmes et la caractérisation des séquences accidentelles (stratégie de conduite, critères de succès...), les données nécessaires pour les EPS se répartissent en plusieurs catégories :

- les données d'exploitation, telles que les durées moyennes des « états standards » du réacteur (voir définition au volume 3), les durées d'indisponibilité des matériels dans ces différents états (pour maintenance corrective, pour maintenance préventive ou pour essai périodique des matériels) ;
- les fréquences des événements initiateurs et les temps de restauration associés le cas échéant ;
- les données de fiabilité des matériels ;
- les probabilités de défaillance des équipements fonctionnant au-delà de leurs conditions de qualification ;
- les données relatives aux défaillances de cause commune ;
- les données spécifiques aux facteurs humains.

En l'absence de données de fiabilité éprouvées en phase de « basic design », une base de données est élaborée à partir de données issues de l'expérience d'exploitation pour des équipements similaires, ou de données internationales. Des écarts justifiés par rapport à ces données sont acceptables.

Le profil de fonctionnement des états standards retenu dans l'étude est un profil prospectif. Il est notamment fondé sur l'expérience d'exploitation des réacteurs récents, sur les durées prévisionnelles des opérations de rechargement du combustible et sur la planification des arrêts du réacteur.

Pour les indisponibilités dues à la maintenance planifiée, des données spécifiques sont utilisées en accord avec la philosophie générale d'exploitation du futur réacteur.

Dans la mesure du possible et lorsque cela s'avère pertinent, les critères de succès des lignes de défenses matérielles et humaines sont justifiés par des calculs raisonnablement enveloppes. D'autres sources d'informations sont exploitées (par exemple, analyses conservatives de base de la conception, calculs effectués pour les EPS d'autres réacteurs s'ils sont jugés transposables à l'EPR NM, ou avis d'experts).

Les incertitudes associées aux données les plus importantes sont identifiées et quantifiées lorsque cela est possible et pertinent. En complément, une sensibilité aux données issues du retour d'expérience EDF sera réalisée.

3.6.2.4. Aptitude technique et traçabilité

La conformité des pratiques aux exigences des standards internationaux ([14] et [15]) sur les EPS est recherchée.

Toutes les hypothèses de nature à être réinterrogées en phase ultérieure de conception sont intégrées de manière exhaustive dans la documentation des EPS.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Les modèles, données et hypothèses de chaque partie des EPS sont documentés avec un niveau de détails suffisant permettant à un groupe indépendant d'examiner les résultats avec un niveau minimum d'interaction avec les analystes à l'origine des études.

Les résultats des EPS sont compilés et présentés de manière à mettre en avant :

- les métriques quantifiées correspondant aux fréquences des différentes conséquences étudiées ;
- les contributeurs importants à ces métriques (éléments de conception ou hypothèses d'exploitation du réacteur), ainsi que ceux permettant de limiter les risques étudiés ;
- les effets des sources d'incertitude importantes.

3.6.2.5. Quantification

Les métriques quantifiées dans les EPS correspondent généralement à des valeurs points et sont comparées aux objectifs de sûreté associés aux EPS dans le chapitre 1.2 du présent volume. Parfois, seules des valeurs enveloppes ou best-estimate sont accessibles (notamment pour certaines EPS agressions externes).

En complément, des analyses de l'impact des incertitudes sont réalisées lorsque cela est pertinent.

3.6.2.6. Méthodes et outils

Les EPS sont développées en utilisant :

- les arbres d'évènements, qui représentent les séquences accidentelles avec l'échec ou le succès des différentes parades ;
- les arbres de défaillances, qui permettent de calculer la probabilité de défaillance d'un système en combinant les probabilités élémentaires de défaillances (intrinsèques, DCC et agressions) ;
- la fusion booléenne, qui permet d'évaluer les fréquences de fusion du cœur et de rejets en prenant en compte les dépendances fonctionnelles.

L'outil [] est utilisé pour le développement du modèle informatique de l'EPS EPR NM. []

La modélisation des systèmes est réalisée systématiquement [] afin de garantir l'homogénéité des arbres de défaillances et de faciliter la mise à jour des modélisations. Les modes de défaillances sont identifiés sur la base du retour d'expérience pour les matériels existants et sur la base d'une analyse des modes de défaillances et de leurs effets pour les nouveaux matériels.

La modélisation est symétrique afin de faciliter l'utilisation des facteurs d'importance, conformément aux recommandations de l'AIEA ([14]).

3.6.3. EPS « EVENEMENT INTERNE » DE NIVEAU 1

3.6.3.1. Analyse des « Evénements Initiateurs »

L'objectif de l'analyse des événements initiateurs consiste :

- à recenser les événements initiateurs potentiels à prendre en compte de manière aussi exhaustive que possible ;
- puis à regrouper les événements similaires selon leurs conséquences sur l'accomplissement des fonctions de sûreté afin de faciliter la modélisation en réduisant le nombre d'arbres d'évènements ;

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- et enfin à évaluer la fréquence annuelle de chaque événement initiateur ou groupe d'événements initiateurs.

La recherche systématique des événements initiateurs nécessite en premier lieu l'examen des EPS de réacteurs ayant des caractéristiques de conception similaires et en tenant compte de leur importance dans les évaluations de risques. En second lieu, en complément de la démarche déterministe, les systèmes élémentaires sont étudiés afin d'identifier les combinaisons de défaillances pouvant entraîner des dégradations de fonctions de sûreté en fonctionnement normal du réacteur.

3.6.3.2. Analyse des séquences accidentelles

L'analyse des séquences d'accidents tient compte des systèmes (et de leurs modes de défaillance) et des actions opérateur valorisés pour mitiger les événements initiateur selon les critères de réussite définis et les procédures post-accidentelles de la centrale. La disponibilité d'un système inclut la prise en compte des dépendances et des interfaces fonctionnelles, phénoménologiques et opérationnelles entre les différents systèmes et actions opérateur au cours du déroulement de l'accident.

Les séquences d'accidents sont développées a minima jusqu'à l'état « Réussite » ou « Endommagement de combustible ». D'autres conséquences peuvent être quantifiées (surpressions primaire, etc.)

Dans la mesure du possible, les séquences ne sont pas éliminées artificiellement par l'atteinte d'un seuil de troncature numérique et toutes les dispositions valorisables sont modélisées.

3.6.3.3. Critères de succès

Chaque mission de système ou de conduite prise en compte dans l'étude est caractérisée par un critère de succès.

Dans le cas d'une mission de système, le critère de succès traduit le respect d'exigences fonctionnelles qui s'expriment généralement en terme de configuration, de nombre de trains nécessaires pour assurer la fonction, de valeurs requises de paramètres physiques, de délai pendant lequel la fonction doit être assurée.

Dans le cas d'une mission de conduite, le succès correspond, dans la plupart des cas, à la réalisation d'une action appropriée dans un délai donné. L'échec d'une mission de conduite peut également correspondre à la réalisation d'une action inopportune.

Les critères de succès sont généralement déduits de résultats de calculs thermohydrauliques et neutroniques.

Pour les EPS en phase de « basic design », les critères généraux d'endommagement du combustible sont établis en cohérence avec les critères techniques d'acceptation définis pour l'étude des conditions de fonctionnement DBC4 (voir chapitre 3.1 du présent volume).

Les définitions des critères de réussite utilisés dans les séquences d'accidents reposent sur une analyse réaliste de la réponse de l'installation. Des critères conservatifs peuvent être choisis dès lors que ceux-ci ne dénaturent pas les résultats quantitatifs probabilistes.

3.6.3.4. Quantification des EPS de niveau 1

La quantification des EPS de niveau 1 a pour objectif de fournir une estimation de la fréquence de fusion du combustible, qui est comparée aux objectifs du chapitre 1.2 du présent volume. Afin de permettre une interprétation des résultats et des enseignements sur la conception, ces quantifications peuvent inclure des analyses de l'impact des incertitudes, des études de sensibilité et des calculs de facteurs d'importance.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

3.6.4. EPS « EVENEMENT INTERNE » DE NIVEAU 2

3.6.4.1. Interface avec le niveau 1

Les EPS de niveau 1 et de niveau 2 sont traitées dans un unique modèle permettant de propager l'indisponibilité des systèmes supposés perdus dans les scénarios de fusion du cœur.

Les séquences d'endommagement du combustible résultant des arbres d'événements des EPS de niveau 1 sont regroupées en États Dégradés de l'Installation (EDI). Les séquences de bipasse cœur intègre, de dilutions hétérogènes, etc., qui conduisent à des rejets radiologiques anormaux sont également étudiées.

Les EDI sont définis de manière à ce que toutes les séquences regroupées soient comparables vis-à-vis de la phénoménologie et de l'état des systèmes crédités. Ainsi, des EDI spécifiques peuvent être définis pour les accidents se produisant lors des états d'arrêt.

3.6.4.2. Déroulement de l'accident et analyse du confinement

L'objectif principal consiste à établir une caractérisation réaliste des modes (mécanismes) et des critères relatifs à une fuite ou une défaillance du confinement en conditions d'accident avec endommagement du combustible, tenant compte des systèmes (et de leurs modes de défaillance) et des actions opérateur valorisées pour mitiger l'accident selon les critères de réussite définis et les procédures post-accidentelles de l'installation.

Les EPS de niveau 2 en phase de « basic design » sont considérées comme des EPS de niveau 2 préliminaires. Il est supposé qu'un nombre limité de calculs thermohydrauliques pour des scénarii de référence sera disponible, éventuellement transposés d'autres réacteurs, et que des références internationales (par exemple, la référence [16]) seront utilisées pour développer les arbres d'événements de niveau 2.

Une analyse de fiabilité des systèmes de mitigation de la fusion du cœur appelés dans l'EPS de niveau 2 est réalisée. Une courbe détaillée de fragilité de l'enceinte de confinement sera établie en fonction de la pression enceinte.

3.6.4.3. Groupement des catégories de rejets radiologiques

Les conséquences finales des séquences des EPS de niveau 2 correspondent à des catégories de rejets radiologiques provenant du cœur ou de la piscine de stockage du combustible usé.

Afin de garantir leur pérennité dans le temps et une exploitation aisée des résultats, une catégorisation fonctionnelle des rejets radiologiques basée sur la caractérisation des paramètres dominants vis-à-vis des termes sources est adoptée (état des assemblages combustibles, de l'enceinte, du radier, de l'aspersion enceinte, existence de bypasses, etc.).

En phase de « basic design » un nombre limité de catégories est privilégié. Il doit être cependant suffisant pour discriminer les séquences conduisant à des rejets inférieurs aux niveaux de dose associés aux accidents avec fusion du cœur définis au chapitre 1.2 ci-avant, des séquences conduisant à des rejets importants, qu'ils soient précoces ou tardifs.

3.6.4.4. Quantification des EPS de niveau 2

La fréquence des rejets radiologiques anormaux et la fréquence des rejets radiologiques importants ou précoces sont quantifiées de façon globale quelle que soit l'origine des rejets, dans le but d'apporter un éclairage sur leur caractère extrêmement improbable (voir chapitre 1.2 et chapitre 2.5 du présent volume). Par ailleurs, la fréquence des rejets importants et précoces est quantifiée de façon spécifique pour chaque situation dite « pratiquement éliminée ».

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Afin de permettre une interprétation des résultats et des enseignements sur la conception, ces quantifications peuvent inclure les incertitudes paramétriques, des calculs de facteurs d'importance ainsi que des études de sensibilité.

3.6.5. EPS AGRESSIONS

3.6.5.1. Agressions internes

Les EPS « Agression Interne » sont tributaires du niveau de détail disponible de l'implantation des équipements (composants, chemins de câbles, isométrie...).

Ces EPS comportent généralement les étapes suivantes :

- analyse qualitative afin d'identifier les zones de l'installation importantes pour l'agression interne étudiée. En phase de « basic design », le périmètre d'étude se fait souvent à des mailles importantes (bâtiment et/ou emplacements ayant des caractéristiques de conception homogène) sous couvert d'hypothèses simplificatrices très conservatives. Ces conservatismes devraient être acceptables, car la prise en compte déterministe des agressions en phase de conception conduit à des exigences de redondance et de séparation physique.
- évaluation des fréquences d'occurrence de l'agression interne par zone étudiée ;
- prise en compte des initiateurs et indisponibilités induites par l'agression étudiée dans l'EPS « Evénements Internes » (par exemple, au niveau systèmes ou séquences) ;
- calcul de la fréquence d'endommagement du combustible ou de la fréquence de rejets radiologiques importants ou précoces induits par l'agression étudiée.

En phase de « basic design », les EPS « Agression Interne » simplifiées couvrent a minima les risques incendie et inondation interne. Une évaluation probabiliste du risque de formation d'une atmosphère explosive dans les locaux contenant des batteries est également réalisée.

Les méthodologies EPR NM pour les EPS agressions s'inspirent des méthodologies déjà mises en œuvre par EDF notamment en adaptant leur niveau de détails aux enjeux d'un « basic design ».

La principale évolution réside dans la modélisation précoce des systèmes de mitigation des agressions qui vise à anticiper les besoins EPS agressions (plus larges au niveau de l'exhaustivité des composants modélisés que ceux strictement utiles pour une EPS Evénements Internes).

Pour chaque agression, la démarche probabiliste consistera à identifier parmi tous les initiateurs EPS modélisés ceux qui peuvent être induits, à recenser les équipements modélisés perdus dans la zone d'influence de l'agression, puis à quantifier les risques au travers du modèle EPS disponible à date.

Le périmètre d'analyse couvrira donc les initiateurs simples et les initiateurs induits par des défaillances multiples (par défaillance de cause commune ou non).

Les enseignements des EPS seront alors confrontés aux résultats de l'analyse déterministe dans la mesure du possible pour conforter la démarche de prise en compte des agressions internes à la conception.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

3.6.5.2. Agressions externes

En phase de « basic design », les agressions externes aboutissant potentiellement, soit à la perte de la source froide principale de sûreté, soit à la perte de l'alimentation électrique externe, sont étudiées dans l'EPS avec une méthode appropriée, notamment :

- une fréquence d'occurrence générique a priori enveloppe est associée à ces événements tant qu'aucune donnée spécifique de site n'est disponible ;
- l'absence d'effet falaise au-delà de la durée conventionnelle de scrutation des missions de 24h est vérifiée, notamment vis-à-vis de l'autonomie en eau et carburant.

Une évaluation sismique (PSA-based SMA⁵⁰, avec utilisation de courbes de fragilités au niveau du composant) est réalisée en phase de « basic design » afin d'évaluer les marges par rapport au séisme de dimensionnement.

En phase de « basic design », les autres agressions externes devant être étudiées sont identifiées par transposition des analyses de criblage réalisées pour le parc EDF en exploitation au site retenu pour l'EPR NM.

3.6.6. UTILISATION DES ANALYSES PROBABILISTES EN PHASE DE « BASIC DESIGN »

Des analyses fiabilistes ou probabilistes préliminaires sont utilisées dès le début de la phase de conception de l'EPR NM pour :

- appuyer la conception des systèmes (incluant les systèmes support), en termes de redondance et de diversification, ainsi que d'indépendance suffisante entre niveaux de défense en profondeur ;
- apprécier, lorsque cela est pertinent, la bonne protection de l'installation vis-à-vis des agressions ;
- aider à la catégorisation des conditions de fonctionnement de référence et à la définition des conditions de fonctionnement avec défaillances multiples ;
- contribuer à la justification de l' « élimination pratique » des situations définies au chapitre 2.5 du présent volume.

⁵⁰ Probabilistic Safety Analysis-based Seismic Margin Assessment.

This document is issued by Framatome (formerly AREVA NP) and/or EDF in the course of the EPR NM Project. The proprietary rights and right to use this document are set forth in the Cooperation Agreement executed between Framatome (formerly AREVA NP) and EDF with respect to EPR NM Project. This document contains confidential information and shall not be disclosed, whether partially or in whole, to any third party without the prior and written consent of EDF and/or Framatome (formerly AREVA NP).

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

3.7. METHODE POUR LES ETUDES DE CONSEQUENCES RADIOLOGIQUES

3.7.1. PRINCIPES GÉNÉRAUX

L'objectif du présent chapitre est de présenter la méthode utilisée pour évaluer les conséquences radiologiques associées à une condition de fonctionnement de référence DBC, avec défaillances multiples DEC-A ou avec fusion du cœur DEC-B ou encore, le cas échéant, à une agression interne ou externe. Les études de conséquences radiologiques reposent tout d'abord sur une évaluation de l'activité rejetée puis sur une évaluation des doses.

Les études de conséquences radiologiques correspondent à la dernière étape de l'évaluation de sûreté déterministe. Toutes les conditions de fonctionnement de référence DBC et toutes les conditions de fonctionnement avec défaillances multiples DEC-A, ainsi que les conditions de fonctionnement avec fusion du cœur DEC-B sont analysées vis-à-vis de leurs conséquences radiologiques éventuelles. Ces évaluations visent à caractériser l'impact sur l'homme et sur l'environnement notamment par leur traduction en niveaux de dose et la démonstration du respect des objectifs de sûreté, définis pour l'EPR NM au chapitre 1.2 du présent volume.

Les études des conséquences radiologiques pour EPR NM seront réalisées sur la base de la même méthodologie d'évaluation des conséquences radiologiques et avec les mêmes codes de calcul que ceux utilisés pour les réexamens de sûreté du parc EDF en exploitation (palier 900 MWe).

3.7.2. EVALUATION DE L'ACTIVITÉ REJETÉE

Les hypothèses à utiliser lors de l'évaluation des rejets radioactifs associés aux conditions de fonctionnement de référence DBC doivent être conservatives vis-à-vis des conséquences radiologiques conformément à la définition du domaine de conception de référence (voir chapitre 1.4 du présent volume). Ces hypothèses concernent :

- les paramètres de l'installation : taux de fuite global de l'enceinte, débit des systèmes de ventilation et efficacité des systèmes de filtration associés, taux de fuite primaire/secondaire des générateurs de vapeur, activités volumiques initiales ;
- le scénario accidentel : pourcentage de ruptures de gaine du combustible, relâchements de produits de fission du combustible ;
- le comportement des produits de fission (transport, entraînement, dépôt) dans l'enceinte et les bâtiments périphériques.

Des valeurs de découplage, comme celles définies dans les études des conditions de fonctionnement de référence (par exemple, pourcentage et nature des crayons cassés) peuvent être utilisées en première approche. À un stade ultérieur du projet, les résultats des études thermohydrauliques peuvent être utilisés afin d'affiner les résultats (par exemple : nombre de crayons combustibles soumis à crise d'ébullition, fusion du combustible au point chaud).

En ce qui concerne les conditions de fonctionnement DEC-A ou les agressions externes extrêmes naturelles, le principe consiste à utiliser des hypothèses plus réalistes (voir notamment paragraphe 3.7.3 ci-après). Pour les phénomènes complexes tels que ceux rencontrés lors des conditions de fonctionnement avec fusion du cœur DEC-B, les méthodologies employées prennent en compte l'état de l'art des connaissances.

L'évaluation de l'activité rejetée se base sur le taux de fuite global de l'enceinte dans les différentes situations accidentelles (voir chapitre 1.3 du présent volume).

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Au titre de la démonstration de la robustesse de la conception, et indépendamment de la démonstration de sûreté nucléaire, une étude de sensibilité est menée en considérant de façon pénalisante une fuite directe de l'enceinte de confinement vers l'atmosphère (fuite non collectée/non filtrée). La valeur de 5% du taux de fuite global de l'enceinte est retenue comme hypothèse pour les études en phase de « basic design ».

Par ailleurs, un taux de fuite sera également défini pour les bâtiments périphériques participant à la fonction confinement.

Les études de conséquences radiologiques sont réalisées en tenant compte de fuites liquides éventuelles dans les bâtiments périphériques de 7 l/min pour les conditions DBC et DEC-A (pour l'ensemble des circuits participant à l'extension de la troisième barrière) et de 1 l/h pour le circuit EVU dans les conditions DEC-B. Ces fuites liquides sont réinjectées dans le bâtiment réacteur.

3.7.3. RÈGLES D'ÉTUDE

Parmi les conditions de fonctionnement de référence DBC, on distingue les conditions qui touchent ou non au fonctionnement du réacteur.

Pour les conditions liées au fonctionnement du réacteur, les conséquences radiologiques sont évaluées avec les mêmes règles d'étude que celles utilisées pour les études des conditions de fonctionnement de référence (voir chapitre 3.1 du présent volume, notamment pour la prise en compte du cumul MDTE, du délai opérateur ou l'application du critère de défaillance unique), et avec les mêmes pénalités que celles retenues pour l'étude thermohydraulique (pénalisation des paramètres « cœur »). A noter que d'une manière générale, la pénalisation des paramètres cœur conduit à maximiser l'activité potentiellement relâchée par le cœur en situation accidentelle.

En ce qui concerne la possibilité de prendre en compte des systèmes ou équipements spécifiques ayant un effet bénéfique sur l'activité rejetée (systèmes de ventilation/filtration des différents bâtiments notamment), les règles applicables sont également les règles d'études des conditions de fonctionnement de référence (voir chapitre 3.1 du présent volume notamment pour les systèmes crédités dans l'analyse).

Des études de sensibilité au fonctionnement des ventilations seront réalisées au cas par cas afin de déterminer le cas pénalisant pour les conditions DBC ou DEC-A. En ce qui concerne les conditions qui ne relèvent pas du fonctionnement du réacteur et qui sont donc étudiées uniquement sous l'angle des conséquences radiologiques (comme l'accident de rupture des équipements du BTE ou les études d'agression interne ou externe de référence), la défaillance unique la plus pénalisante est recherchée vis-à-vis de la fonction confinement (systèmes de ventilation/filtration). Par ailleurs, le caractère pénalisant du cumul MDTE sera évalué au cas par cas et des délais opérateurs similaires à ceux pris pour les études des conditions liées au fonctionnement du réacteur seront considérés.

Pour les conditions de fonctionnement avec défaillances multiples DEC-A ou les études d'agressions externes extrêmes naturelles, les conséquences radiologiques sont évaluées avec les mêmes règles d'étude que celles utilisées pour les études de ces conditions de fonctionnement (voir chapitres 3.2 et 3.5 du présent volume). Ainsi, en particulier, la règle de la défaillance unique ne s'applique pas.

Enfin, les études de conséquences radiologiques des conditions de fonctionnement avec fusion du cœur DEC-B sont évaluées avec des règles d'étude du même type que celles utilisées pour les études de ces accidents (voir chapitre 3.3 du présent volume), c'est-à-dire avec règles non pénalisées, en particulier, les ventilations secourues par la source interne de puissance DEC-B seront considérées en service.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

3.7.4. EVALUATION DES DOSES

Les conséquences radiologiques sont calculées pour le public avec les paramètres météorologiques suivants :

- les données spécifiques au site n'étant pas disponibles au début de la phase de conception, une approche déterministe à l'aide d'un modèle simplifié, par exemple le panache gaussien avec écart-type tel que celui de Doury [17], est retenue pour la dispersion des rejets ;
- comme pour l'EPR Flamanville, les calculs sont réalisés pour une météorologie à diffusion faible sans pluie (DF2 sec), jugée raisonnablement enveloppe des conditions météorologiques rencontrées en France, avec un facteur de rabattement du vent correspondant à la durée des rejets.

Les voies d'exposition suivantes sont prises en compte dans l'évaluation des doses :

- exposition au panache de rejet ;
- exposition au dépôt au sol ;
- inhalation dans le panache de rejet ;
- ingestion de denrées contaminées.

Les doses à la population (dose efficace, équivalent de dose à la thyroïde) sont calculées à différentes distances du rejet pour les enfants en bas âge (de 1 à 2 ans) et les adultes (plus de 17 ans). De même, la contamination des produits agricoles est évaluée à différentes distances du rejet.

Quatre périodes de temps sont prises en compte pour l'évaluation des doses :

- le très court terme : sur les premières 24 heures (pour les DEC-B seulement). L'ingestion d'aliments contaminés n'est pas prise en compte durant cette période ;
- le court terme : du début des rejets jusqu'à 7 jours. L'ingestion d'aliments contaminés n'est pas prise en compte durant cette période ;
- le long terme : sur une période d'un an à partir du début des rejets et sur une période de 5 ans après la première année de rejets pour la dose due au dépôt sur le sol (pour les DEC-B seulement).

Les évaluations prennent en compte les habitudes de vie des personnes vivant à proximité de la centrale (temps passé à l'intérieur, habitudes alimentaires). Pour les calculs en phase de « basic design », des valeurs génériques provenant de [18] et de [19] sont utilisées et les doses seront évaluées pour un nombre réduit de conditions de fonctionnement.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

3.8. REGLES POUR LES ETUDES DE RISQUES CONVENTIONNELS

3.8.1. CHAMP DE L'ÉTUDE

L'étude porte sur l'ensemble des équipements de l'installation nucléaire de base. Elle a pour objet d'étudier :

- les conséquences non radiologiques des accidents envisagés ;
- les conséquences faiblement radiologiques des accidents envisagés concernant les installations qui ne sont pas classées INB au titre du décret 2007-830 (décret relatif à la nomenclature des installations nucléaires, en fonction de l'activité totale des radionucléides présents) (voir chapitre 1.1 du présent volume).

Par la suite, le terme « accident conventionnel » sera utilisé pour parler d'un accident pouvant avoir des conséquences non radiologiques et/ou faiblement radiologiques.

3.8.2. DESCRIPTION ET CARACTÉRISATION DE L'ENVIRONNEMENT

L'environnement autour de l'installation nucléaire de base est décrit en tant que cible et en tant que source potentielle d'agression externe.

3.8.2.1. Cibles

Les cibles considérées sont les intérêts à protéger mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement. Il s'agit de :

- la sécurité publique ;
- la santé et la salubrité publiques ;
- la protection de la nature et de l'environnement.

Le public s'entend comme étant toute personne présente de manière prolongée (habitations par exemple) ou temporaire (parking par exemple) en dehors des limites du site. Les travailleurs présents sur le site ne sont ainsi pas considérés dans les analyses de risques conventionnels.

Les limites du site s'entendent par la clôture à partir de laquelle une personne la franchissant est placée sous la responsabilité de l'exploitant.

Le comptage des cibles pour la détermination de la gravité, lorsqu'il est nécessaire, est établi suivant une méthodologie issue des ICPE et déclinée dans la circulaire du 10 mai 2010 [4].

3.8.2.2. Agressions externes

L'article 3.6 de l' « arrêté INB » définit les agressions externes à prendre en compte.

Certaines de ces agressions sont considérées en s'appuyant sur l'annexe IV de l'arrêté du 10 mai 2000 [20] et sur la circulaire du 10 mai 2010 [4].

Cette dernière fixe une liste d'agressions qui peuvent faire l'objet d'un traitement spécifique telles que le séisme, la foudre, les crues, la neige et le vent. Le principe général est de considérer ces événements avec leurs éventuelles mesures de maîtrise des risques associées dans l'analyse des risques mais de ne pas les considérer dans l'évaluation de la probabilité d'un accident à la condition du respect strict, intégral et justifié des réglementations qui leur sont associées (voir chapitre 1.2.1 de la circulaire du 10 mai 2010 [4]).

La prise en compte des cumuls est précisée au paragraphe 3.8.5.3 ci-après.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Les agressions externes sont :

- les risques induits par les activités industrielles et les voies de communications dont les explosions, les émissions de substances dangereuses et les chutes d'aéronefs ;
- le séisme : les arrêtés du 04/10/2010 modifié [21] et du 22/10/2010 [22] constituent la réglementation en vigueur pour l'ensemble des installations visées. Ils fixent les niveaux de séisme de référence et les normes applicables (Eurocode 8). Comme l'autorise le chapitre 1.2.1 de la circulaire du 10 mai 2010 [4], le respect strict, intégral et justifié de la réglementation en vigueur permet de ne pas tenir compte de cet événement initiateur dans la probabilité des accidents considérés.
- la foudre et les interférences électromagnétiques : la démonstration de la conformité des installations aux exigences réglementaires de l'arrêté modifié du 04/10/2010 (section III [21]) permet de ne pas prendre en compte cet événement dans le calcul de la probabilité d'un accident (chapitre 1.2.1 de la circulaire du 10/05/2010 [4]) ;
- les conditions météorologiques : le dimensionnement des installations aux règles neige et vent (Règles NV 65/99 modifiée (DTU P 06 002) et N 84/95 modifiée (DTU P 06 006), NF EN 1991-1-3 et 1991-1-4 : Eurocode 1 - parties 1-3 et 1.4) permet de ne pas prendre cet événement dans l'évaluation de la probabilité d'un accident (chapitre 1.2.1 de la circulaire du 10/05/2010 [4]). Tout autre événement (type températures froides) est à analyser. Cette analyse peut se faire à travers le retour d'expérience et les mesures de maîtrise mises en place.
- les incendies externes : l'incendie n'est pas considéré en phase de « basic design ». Le site d'implantation de l'EPR NM sera choisi de telle sorte que cette agression ne soit pas dimensionnante.
- les inondations externes.

3.8.3. DESCRIPTION DES INSTALLATIONS : IDENTIFICATION ET CARACTERISATION DES POTENTIELS DE DANGERS

La description du fonctionnement de l'installation nucléaire de base permet d'identifier les potentiels de dangers, les agressions internes et les mesures de maîtrise de risque présentes.

Les potentiels de dangers identifiés sont :

- les substances dangereuses ou radiologiques (faiblement) présentes dans les installations concernées ;
- les substances ou produits pouvant émettre des substances dangereuses (par évaporation ou par produits de décomposition en cas d'incendie) présentes dans les installations concernées ;
- les incompatibilités entre les produits ;
- les équipements susceptibles en cas de défaillance de conduire à des effets de nature à porter atteinte aux intérêts à protéger.

L'inventaire est réalisé suivant une approche conservatrice : il est basé sur les quantités enveloppes au regard de l'objectif à atteindre.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Les potentiels de dangers sont ensuite caractérisés à travers les effets qu'ils peuvent engendrer sur les intérêts à protéger (toxique (air/eau), surpression, thermiques, faiblement radiologiques, projectiles) et au travers des effets dominos qu'ils peuvent engendrer.

Les agressions internes sont abordées à travers les phénomènes redoutés qu'elles peuvent engendrer. Elles sont définies dans l' « arrêté INB ».

3.8.4. ENSEIGNEMENTS TIRÉS DU RETOUR D'EXPÉRIENCE

L'analyse du retour d'expérience est réalisée sur la base :

- des événements survenus sur le parc EDF en exploitation ;
- des études relatives à la maîtrise des risques conventionnels menées sur les installations EDF ;
- d'éléments externes pour des installations similaires (en s'appuyant en particulier sur la base de données gouvernementale ARIA du Bureau d'Analyse des Risques et des Pollutions Industrielles).

Cette analyse participe à l'identification des types d'accidents susceptibles de survenir, des causes possibles d'accidents, à l'analyse des effets ou conséquences sur les cibles. Le retour d'expérience peut également permettre de fournir des données afin d'évaluer des probabilités d'occurrence d'événement ou de défaillance d'équipements.

Ces éléments sont pris en compte dans le cadre de la conception de l'installation et peuvent influencer notamment sur le choix des matériaux, des substances dangereuses mises en œuvre ou encore l'implantation des installations (éloignement entre installations pour supprimer tout effet domino, éloignement par rapport aux limites des sites pour éviter toute atteinte des cibles en cas d'accident).

3.8.5. EVALUATION DES RISQUES

L'évaluation des risques se fait suivant un processus itératif visant à atteindre l'acceptabilité des risques vis-à-vis des intérêts à protéger et ainsi, à démontrer la maîtrise des risques. Cette évaluation est réalisée si nécessaire selon les règles et étapes décrites ci-après.

3.8.5.1. Règles générales d'analyse

Les conditions initiales retenues sont celles du fonctionnement normal, un état de l'installation non dégradé, et des paramètres pessimistes au regard des situations accidentelles considérées (exemple : scénario d'accident mobilisant l'inventaire maximum des potentiels de dangers susceptibles d'être présents).

L'installation est considérée comme étant dans un état initial non dégradé.

Il n'est pas postulé la concomitance des agressions postulées et :

- d'un accident conventionnel indépendant ;
- d'une agression interne indépendante ;
- d'une autre agression externe indépendante (voir paragraphe 3.8.2.2 ci-avant).

3.8.5.2. Etape 1 : analyse préliminaire des risques

Identification des scénarios

Sur la base des potentiels de dangers, l'analyse permet d'identifier les scénarios susceptibles de générer des effets sur les intérêts à protéger.

A ce stade, les scénarios sélectionnés sont des scénarios enveloppes par type d'effets à étudier hors valorisation de tout type de mesures de maîtrise des risques et sont découplés

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

des agressions internes ou externes. Cette approche permet de fait de rendre compte des agressions qui pourraient être à l'origine d'un scénario.

Quantification des effets

Les effets associés aux scénarios sont modélisés suivant des méthodes ou outils cohérents avec ceux utilisés dans les ICPE.

L'intensité des effets d'un scénario d'accident conventionnel est définie par rapport aux valeurs de référence définis dans l'arrêté du 29 septembre 2005 [12] conformément à l'article 3.7 II de l' « arrêté INB » :

- seuils liés aux effets toxiques pour l'homme par inhalation ;
- seuils liés aux effets de surpression ;
- seuils liés aux effets thermiques ;
- seuils liés à l'impact d'un projectile ou effets de projection : conformément à l'arrêté du 29 septembre 2005 [12], la circulaire du 10/05/2010 [4] et aux pratiques usuelles, les distances d'effets associés aux projectiles ne sont pas calculées. L'impact d'un projectile n'est considéré qu'au regard des effets dominos sur les installations du site situées dans le voisinage proche.
- seuils liés à l'impact environnemental (voie eau) : il n'existe pas de seuils quantitatifs de référence concernant la mesure des effets sur l'environnement. Ce point est donc traité conformément aux pratiques ICPE, c'est-à-dire de manière qualitative.
- dans le cas d'un scénario ayant des effets faiblement radiologiques sur les intérêts à protéger, la valeur de dose efficace de 10 mSv est considérée pour une exposition de courte durée. L'exposition radiologique par voie eau est traitée d'une manière qualitative en absence de seuil de référence en situation accidentelle.

Estimation de la gravité

La gravité des conséquences sur les intérêts à protéger est déterminée par la combinaison de l'intensité des effets, de la vulnérabilité (annexe 2 de l' « arrêté INB ») et du nombre de cibles situées dans la zone exposée à ces effets, en tenant compte si besoin de la cinétique du phénomène.

L'appréciation de la gravité pour les effets sur l'homme associée à des effets non radiologiques est issue de l'annexe 3 de l'arrêté du 29 septembre 2005 [12].

En absence de gravité avérée au-delà de la limite du site, le risque associé au scénario traité est jugé acceptable et est donc considéré maîtrisé. Dans le cas contraire, une analyse approfondie des risques est réalisée.

3.8.5.3. Etape 2 : Analyse des risques approfondie

Dans le cadre de l'analyse approfondie des risques, une première étape consiste à évaluer la probabilité d'occurrence de l'accident.

En application du principe de proportionnalité à l'importance des risques, la probabilité peut être déterminée à travers une méthode qualitative, semi quantitative ou quantitative. Le scénario est ainsi inscrit sur une échelle de probabilité de 5 classes utilisée dans le cadre des ICPE (annexe 1 de l'arrêté du 29/09/2005 [12]).

Dans le cas où le couple (probabilité, gravité) n'est pas acceptable, l'analyse approfondie est poursuivie. Dans ce cas, elle peut être menée suivant trois leviers :

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- réduction du risque à la source : recherche de la possibilité de diminuer les quantités de produits ou d'utiliser des produits de substitution si les contraintes d'exploitation le permettent ;
- affinement du scénario : au niveau de l'analyse préliminaire, le scénario considéré est un scénario enveloppe qui peut le cas échéant ne pas être plausible. Une analyse approfondie permet dans ce cas d'établir de nouveaux scénarios plus plausibles en réduisant certains conservatismes voire de démontrer son caractère physiquement impossible.
- identification et valorisation des mesures de maîtrise des risques (prévention, surveillance, mitigation) en vue de diminuer l'occurrence du scénario d'accident : Pour être valorisée, une mesure de maîtrise des risques doit :
 - être efficace vis-à-vis du phénomène redouté pour lequel elle a été identifiée ;
 - être robuste vis-à-vis du phénomène redouté ;
 - avoir un temps de réponse compatible avec la cinétique du phénomène redouté.

L'identification de ces mesures de maîtrise des risques est établie en mettant en œuvre le principe de défense en profondeur. Cette méthode de raisonnement permet de mettre en place des lignes de défense successives et suffisamment indépendantes pour ramener les conséquences d'un accident à des niveaux jugés acceptables.

Les analyses menées selon les deux derniers leviers (affinement du scénario et/ou évaluation de la probabilité) font intervenir l'ensemble des initiateurs plausibles : défaillances et agressions internes et externes définies aux articles 3.5 et 3.6 de l' « arrêté INB ». Ils peuvent être complétés par tout autre événement générateur d'un scénario d'accident qui pourra être identifié à l'issue de l'analyse des risques.

L'analyse doit considérer :

- les événements liés par des liens de cause à effet ;
- les effets dominos d'origine interne ou externe ;
- les cumuls d'agressions.

La démarche utilisée n'introduit pas de notion de défaillance unique.

L'analyse est menée d'une manière itérative suivant un ou plusieurs de ces leviers jusqu'à démontrer l'acceptabilité du risque.

Pour les scénarios ayant des effets non radiologiques, l'acceptabilité du risque est appréciée suivant un couple (probabilité, gravité), au regard de la grille de hiérarchisation des risques décrite au paragraphe suivant.

3.8.5.4. Démonstration de la maîtrise des risques

La démonstration de la maîtrise des risques est assurée dès lors que les accidents générés par les installations sont acceptables vis-à-vis des intérêts à protéger.

Pour les scénarios ayant fait l'objet d'une analyse approfondie, le niveau d'acceptabilité des risques est défini par l'intermédiaire de la grille de maîtrise des risques utilisées dans le domaine des ICPE [4].

Cette grille fait apparaître trois zones :

- une zone de risque élevé, où le risque est considéré comme inacceptable, zone rouge. Il est alors impératif de prendre des mesures de réduction du niveau de risque ;

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- une zone de risque intermédiaire, zone orange, où le risque est tolérable mais dans laquelle une démarche d'amélioration continue est particulièrement pertinente, en vue d'atteindre, dans des conditions économiquement acceptables, un niveau de risque aussi bas que possible, compte tenu de l'état des connaissances, des pratiques et de la vulnérabilité de l'environnement de l'installation (démarche ALARP) ;
- une zone où le risque est acceptable en l'état, zone verte.

Gravité des conséquences	PROBABILITE (sens croissant de E vers A)				
	E	D	C	B	A
Désastreux					
Catastrophique					
Important					
Sérieux					
Modéré					

TABLEAU 12 : GRILLE DE HIERARCHISATION DES RISQUES RELATIVE AUX INSTALLATIONS EN CONSTRUCTION

La démarche itérative de l'analyse des risques approfondie a donc pour but le cas échéant de définir les mesures de maîtrise des risques suivant cette grille à un coût économiquement acceptable.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

3.9. AUTRES REGLES D'ETUDE

3.9.1. INTRODUCTION

Ce chapitre présente les règles appliquées pour les études suivantes :

- études des surpressions ;
- études des Masses et Energies Libérées (MEL) ;

3.9.2. ETUDES DE SURPRESSION

Les règles des études de surpression définies ci-dessous portent sur le Circuit Primaire Principal (CPP) et le Circuit Secondaire Principal (CSP) pour les états en puissance et sur le CPP uniquement pour l'arrêt à froid.

3.9.2.1. Analyses de la protection contre la surpression en puissance

Pour chaque catégorie de situation de fonctionnement (voir chapitre 2.9 du présent volume), on définit :

- le critère de protection ;
- les dispositifs de réduction de la surpression envisagés pour le respect du critère de protection ;
- les règles d'analyse.

3.9.2.1.1. Analyses de la protection contre la surpression du côté primaire

La protection contre la surpression du côté primaire est liée à la conception mécanique du circuit primaire principal. Les dispositifs de protection permettent de limiter les surpressions pour l'ensemble des équipements du CPP (voir chapitre 2.3 du volume 2). C'est le cas en particulier des soupapes de sûreté du pressuriseur et de l'arrêt automatique du réacteur qui constituent les accessoires de sécurité.

Les transitoires de surpression primaire sont répartis en trois catégories différentes de situations, faisant intervenir différents critères, moyens et règles d'analyse. Dans ce qui suit, la pression PS représente la pression maximale admissible au sens de la directive 97/23/CE relative à la conception et à la fabrication des équipements sous pression (voir chapitre 1.1 ci-avant).

Dans la catégorie 2 (conditions normales/perturbées) :

- le critère de protection contre les surpressions est 100 % de la pression PS ;
- les moyens de protection contre les surpressions suivants peuvent être valorisés : les régulations, les limitations, les protections, et les soupapes ;
- pour l'analyse du transitoire de protection contre les surpressions, les incertitudes sont prises en compte pour les conditions limites qui ont un impact significatif sur le pic de surpression. Aucune défaillance n'est considérée.

Dans la catégorie 3 (situations exceptionnelles) :

- le critère de protection contre les surpressions est 110 % PS avec toutes les soupapes de sûreté disponibles (n soupapes) et 120 % PS avec (n-1) soupapes de sûreté disponibles. Ces critères de protection contre les surpressions s'appliquent à une conception avec $n < 4$;

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- seuls les soupapes de sûreté et un arrêt automatique du réacteur (AAR) déclenché par le système de protection du réacteur sont pris en compte pour la limitation de la surpression ;
- pour les analyses du transitoire de protection contre les surpressions, des hypothèses pénalisantes sont envisagées pour toutes les conditions limites, de manière déterministe. Aucune défaillance n'est considérée (sauf une soupape de sûreté pour le critère 120 % PS).

Dans la catégorie 4 (situations hautement improbables) :

- le critère de protection contre les surpressions est la non dégradation de l'intégrité du circuit primaire principal. Le non-dépassement de 130 % PS est un critère de découplage en ce qui concerne cette évaluation ;
- toutes les limitations, régulations et protections peuvent être créditées pour limiter la surpression (sauf celles déjà considérées comme indisponibles dans la définition de la séquence) ;
- pour l'analyse du transitoire de protection contre les surpressions, des incertitudes sont prises en compte pour toutes les conditions limites qui ont un impact significatif sur le pic de pression. Aucune défaillance n'est considérée (sauf celles déjà envisagées dans la définition de la « séquence d'événements multiples »).

3.9.2.1.2. Analyses de la protection contre la surpression du côté secondaire

La protection contre la surpression du côté secondaire est liée à la conception mécanique des circuits secondaires principaux. Les dispositifs de protection permettent de limiter les surpressions pour l'ensemble des équipements du CSP (voir chapitre 9 du volume 2). C'est le cas en particulier des soupapes de sûreté des générateurs de vapeur, de l'arrêt automatique du réacteur et éventuellement du système de décharge vapeur à l'atmosphère (VDA) qui constituent les accessoires de sécurité.

La protection contre les surpressions du côté secondaire est divisée en trois catégories différentes de situations, faisant intervenir différents critères, moyens et règles d'analyse de protection contre les surpressions.

Dans ce qui suit, la pression PS représente la pression maximale admissible au sens de la directive 97/23/CE relative à la conception et à la fabrication des équipements sous pression (voir chapitre 1.1 ci-avant).

Dans la catégorie 2 :

- le critère de protection contre les surpressions est 100 % PS ;
- les moyens de protection contre les surpressions suivants peuvent être valorisés : les régulations, les limitations, les protections, et les soupapes ;
- pour l'analyse du transitoire de protection contre les surpressions, les incertitudes sont prises en compte pour les conditions limites qui ont un impact significatif sur le pic de surpression. Aucune défaillance n'est considérée.

Dans la catégorie 3 :

- le critère de protection contre les surpressions est 110 % PS avec toutes les soupapes de sûreté disponibles (n soupapes) et 120 % PS avec toutes les soupapes de sûreté disponibles sauf une (n-1 soupapes). Ces critères de protection contre les surpressions s'appliquent à une conception avec $n < 4$ pour chaque circuit secondaire principal ;

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- seules les soupapes de sûreté et un arrêt automatique du réacteur (AAR) provoqué par le système de protection du réacteur sont pris en compte pour la limitation de la surpression et éventuellement le système de décharge à l'atmosphère (VDA) pour le retour à une pression inférieure à PS ;
- pour les analyses du transitoire de protection contre les surpressions, des hypothèses pénalisantes sont envisagées pour toutes les conditions limites, de manière déterministe. Aucune défaillance n'est considérée (sauf une soupape de sûreté pour le critère 120 % PS).

Dans la catégorie 4 :

- le critère de protection contre les surpressions est l'absence de dégradation de l'intégrité du circuit secondaire principal. Le non dépassement de 130 % PS est un critère de découplage en ce qui concerne cette évaluation ;
- toutes les limitations, régulations et protection peuvent être créditées pour limiter la surpression (sauf celles déjà considérées comme indisponibles dans la définition de la séquence) ;
- pour l'analyse du transitoire de protection contre les surpressions, les incertitudes sont prises en compte pour les conditions limites qui ont un impact significatif sur le pic de pression. Aucune défaillance n'est considérée (sauf celles déjà envisagées dans la définition de la « séquence d'événements multiples »).

3.9.2.2. Analyses de la protection contre la surpression en état d'arrêt à froid

La protection contre les surpressions primaires en état d'arrêt à froid est divisée en trois catégories différentes, mettant en jeu les mêmes moyens de protection et règles d'analyses que ceux décrits dans le paragraphe 3.9.2.1 ci-avant.

Du fait des conditions à froid, des exigences particulières sont à considérer pour la protection du circuit primaire principal. Lorsque la température du réfrigérant est froide, l'intégrité du circuit primaire principal pourrait être affectée par le risque de rupture brutale de la cuve. Un tel risque est en fait particulièrement important pour une température du réfrigérant primaire proche de la température de ductilité nulle, c'est-à-dire dans le domaine de température atteint au cours de l'arrêt à froid.

Les critères à respecter sont définis selon les règles RCC-M (voir chapitre 2.12 du présent volume). Il faut vérifier que, en prenant comme hypothèse le défaut de référence initial défini selon ces règles, la charge résultant de chaque événement envisagé ne pourra pas provoquer une rupture brutale de la cuve.

Le point de consigne d'ouverture des soupapes de sûreté du pressuriseur est automatiquement ajusté en fonction des états du réacteur. La définition de la valeur du point de consigne dans des conditions à froid sert à limiter la pression maximale atteinte dans le circuit primaire.

Dans la catégorie 2 :

- les moyens de protection contre les surpressions pouvant être valorisés dans l'étude des transitoires de catégorie 2 sont les régulations, les limitations, les protections et les soupapes de sûreté du pressuriseur ;
- des hypothèses et incertitudes conservatives sont prises pour chaque condition limite ayant un impact significatif sur le pic de pression primaire.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

Dans la catégorie 3 :

- les moyens de protection contre les surpressions pris en compte dans l'étude des transitoires de catégorie 3 sont les protections et les soupapes de sûreté du pressuriseur ;
- des hypothèses et incertitudes conservatives sont prises pour chaque condition limite ayant un impact significatif sur le pic de pression primaire.

Dans la catégorie 4 :

- les moyens de protection contre les surpressions pris en compte dans l'étude des transitoires de catégorie 4 sont les protections et les soupapes de sûreté du pressuriseur ;
- des hypothèses et incertitudes conservatives sont prises pour chaque condition limite ayant un impact significatif sur le pic de pression primaire.

3.9.3. ETUDES DES MASSES ET ENERGIES LIBEREES

Les études des Masses et Energies Libérées (MEL) participent aux études de dimensionnement de l'enceinte ou à la vérification de son dimensionnement ainsi qu'à la définition ou à la vérification des profils (P, T) de qualification des équipements dans l'enceinte. Les cas de charge considérés sont sélectionnés afin de couvrir l'ensemble des scénarios susceptibles de dégrader les conditions de pression et température dans l'enceinte de confinement.

Les études de MEL sont à réaliser pour les conditions de fonctionnement suivantes :

- Accident de Perte de Réfrigérant Primaire (APRP) étudiés en conditions de fonctionnement de référence DBC ;
- Accident de Perte de Réfrigérant Primaire - Brèche Guillotine (APRP 2A) ;
- Rupture de Tuyauterie Vapeur - Brèche Guillotine (RTV 2A) ;
- conditions de fonctionnement avec défaillances multiples DEC-A ;
- conditions de fonctionnement avec fusion du cœur DEC-B.

Les règles d'étude pour les Masses et Energies Libérées (MEL) associées aux trois premiers cas sont présentées ci-après. Les hypothèses et règles d'étude ont pour objectif de pénaliser les cas de charge obtenus pour l'enceinte.

Pour les conditions de fonctionnement de référence DBC (APRP étudiés en DBC et RTV 2A qui couvre la RTE 2A étudiée en DBC4), en cohérence avec les règles d'étude détaillées au chapitre 3.1 du présent volume, les études prennent en compte :

- des hypothèses conservatives sur les conditions initiales et conditions aux limites ;
- le critère de défaillance unique ;
- l'indisponibilité pour maintenance préventive ;
- le cumul MDTE si pénalisant ;
- les actions opérateur depuis la salle de commande principale 30 minutes après la première information significative, 1h en local.

Pour les cas d'APRP 2A sur les tuyauteries faisant l'objet d'exclusion de rupture (voir chapitre 2.5 du présent volume), les études prennent en compte :

- des hypothèses réalistes sur les conditions initiales et conditions aux limites ;

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE

- les actions opérateur depuis la salle de commande principale 30 minutes après la première information significative, 1h en local.

En revanche, la maintenance préventive, la défaillance unique et le cumul MDTE ne sont pas considérés.

Pour les conditions DEC-A, en cohérence avec les règles d'étude détaillées au chapitre 3.2 du présent volume, les études prennent en compte :

- des hypothèses raisonnablement enveloppes pour différents paramètres dominants ;
- les actions opérateur depuis la salle de commande principale 30 minutes après la première information significative, 1h en local.

En revanche, la maintenance préventive, la défaillance unique et le cumul MDTE ne sont pas considérés.

Les règles d'étude pour les MEL et le calcul des valeurs de Pression et Température (P&T) associées aux conditions de fonctionnement avec fusion du cœur DEC-B sont les mêmes que celles présentées dans le chapitre 3.3 du présent volume.

Les études des Masses et Energies Libérées (MEL) participent également aux études de dimensionnement ou de vérification du génie civil hors enceinte ainsi qu'à la définition ou la vérification des profils (P, T) de qualification des équipements. Dans ce cas, la rupture de tuyauterie la plus pénalisante est retenue.

DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE