

Centrale nucléaire - Flamanville

Demande d'autorisation de mise en service du réacteur EPR de Flamanville (INB n° 167)

Sommaire

| | |
|---|-----------|
| 1. Objet et cadre réglementaire | 5 |
| 1.1. Historique succinct..... | 5 |
| 1.1.1. Définition des objectifs de sûreté et des options de sûreté du réacteur EPR (1989 - 2004)..... | 5 |
| 1.1.2. Autorisation de création de Flamanville 3 et prescriptions encadrant la conception et la construction..... | 5 |
| 1.2. Objet du rapport | 6 |
| 2. Présentation générale du réacteur EPR de Flamanville | 8 |
| 2.1. Présentation générale du projet Flamanville 3 | 8 |
| 2.1.1. Le site nucléaire de Flamanville..... | 8 |
| 2.1.2. Le réacteur EPR de Flamanville : généralités..... | 9 |
| 2.2. Les réacteurs EPR à l'international | 10 |
| 3. Modalités de l'instruction de la demande d'autorisation de mise en service..... | 11 |
| 3.1. Instruction de l'ASN | 11 |
| 3.1.1. Démarche d'instruction | 11 |
| 3.1.2. Acteurs de l'instruction..... | 11 |
| 3.2. Référentiel d'évaluation utilisé par l'ASN | 12 |
| 3.2.1. Référentiel de conception de l'EPR : les objectifs de sûreté et les directives techniques..... | 12 |
| 3.2.2. Exigences légales et réglementaires..... | 13 |
| 3.2.3. Recommandations de l'ASN (règles fondamentales de sûreté et guides)..... | 17 |
| 3.2.4. Codes de conception et construction choisis par EDF | 18 |
| 4. Recevabilité de la demande d'autorisation de mise en service | 19 |
| 5. Position de l'ASN sur la démonstration de sûreté et la protection de l'environnement..... | 20 |
| 5.1. Évaluation de la conformité des équipements sous pression nucléaires (ESPN) | 20 |
| 5.1.1. Déclinaison de la réglementation française aux équipements sous pression nucléaires (ESPN) du réacteur EPR de Flamanville..... | 20 |
| 5.1.2. Procès-verbaux et attestations de conformité des équipements sous pression nucléaires..... | 22 |
| 5.1.3. Principaux sujets techniques instruits | 22 |
| 5.2. Maîtrise des risques d'accidents en lien avec le combustible nucléaire | 32 |
| 5.2.1. Démarche de sûreté..... | 32 |
| 5.2.2. Maîtrise des risques associés aux agressions d'origine interne ou externe..... | 34 |
| 5.2.3. Maîtrise des risques d'accidents du réacteur | 43 |
| 5.2.4. Maîtrise des risques associés à la piscine d'entreposage du combustible et du bâtiment du combustible..... | 65 |
| 5.2.5. Maîtrise des risques d'accident avec fusion du cœur | 69 |
| 5.2.6. Situations d'élimination pratique | 71 |
| 5.2.7. Conséquences radiologiques des accidents..... | 75 |
| 5.2.8. Études probabilistes de sûreté | 76 |
| 5.2.9. Dispositions prévues au titre des situations « noyau dur » | 80 |
| 5.2.10. Fonctions à assurer pour la maîtrise des risques et principaux matériels associés | 82 |
| 5.3. Maîtrise des risques non liés au combustible nucléaire | 99 |
| 5.3.1. Accidents au sein de l'îlot nucléaire..... | 100 |
| 5.3.2. Accidents à l'extérieur de l'îlot nucléaire | 100 |
| 5.3.3. Adéquation des éléments importants pour la protection (EIP) | 102 |

| | |
|--|------------|
| 5.4. Maîtrise des inconvénients et gestion des déchets | 102 |
| 5.4.1. Inconvénients et déchets : cadre réglementaire et historique | 102 |
| 5.4.2. Prélèvement d'eau, rejets d'effluents (radioactifs ou non) et surveillance de l'environnement 104 | |
| 5.4.3. Déchets (radioactifs ou non) | 105 |
| 5.4.4. Adéquation des éléments importants pour la protection (EIP) | 106 |
| 5.5. Facteurs organisationnels et humains (FOH) | 106 |
| 5.5.1. Prise en compte des FOH à la conception | 106 |
| 5.5.2. Organisation et moyens de conduite | 107 |
| 5.5.3. Protocole des observations des facteurs organisationnels et humains lors des essais de démarrage | 107 |
| 5.5.4. Organisation de l'équipe de conduite en situation normale | 107 |
| 5.5.5. Organisation de l'équipe en conduite en situation incidentelle ou accidentelle | 108 |
| 5.5.6. Gestion des commandes groupées | 109 |
| 5.5.7. Dimensionnement de l'équipe de conduite en situation extrême (ESE) | 109 |
| 5.6. Organisation de la radioprotection, de la gestion des sources et de la gestion des transports internes | 110 |
| 5.6.1. Organisation de la radioprotection | 110 |
| 5.6.2. Gestion des sources | 113 |
| 5.6.3. Organisation des transports internes | 113 |
| 6. Position de l'ASN sur les conditions d'exploitation de l'installation après la mise en service | 114 |
| 6.1. Impact du réacteur sur le cycle du combustible | 114 |
| 6.2. Organisation d'EDF pour l'exploitation de Flamanville 3 | 114 |
| 6.3. Règles générales d'exploitation (RGE) | 114 |
| 6.3.1. Contexte et remarques préliminaires | 114 |
| 6.3.2. Chapitre 1 (organisation) | 115 |
| 6.3.3. Chapitre 2 (agressions) | 115 |
| 6.3.4. Chapitre 3 (STE - fonctionnement normal et dégradé) | 116 |
| 6.3.5. Chapitre 4 (organisation de la radioprotection et des transports internes) | 118 |
| 6.3.6. Chapitre 5 (environnement : maîtrise des risques d'accidents non radiologiques) | 118 |
| 6.3.7. Chapitre 6 (conduite incidentelle ou accidentelle) | 119 |
| 6.3.8. Chapitre 7 (accidents graves) | 120 |
| 6.3.9. Chapitre 8 (maintenance) | 121 |
| 6.3.10. Chapitre 9 (essais périodiques) | 122 |
| 6.3.11. Chapitre 10 (essais physiques) | 123 |
| 6.3.12. Chapitre 11 (maîtrise des inconvénients) | 125 |
| 6.3.13. Chapitre 12 (Maîtrise de la gestion des déchets) | 126 |
| 6.4. Préparation et gestion des situations d'urgence | 126 |
| 6.4.1. Plan d'urgence interne (PUI) | 126 |
| 6.4.2. Gestion des situations d'urgence | 126 |
| 6.5. Servitudes d'utilité publique | 127 |
| 6.6. Plan de démantèlement | 127 |
| 7. Contrôles réalisés par l'exploitant lors de la construction et les essais de démarrage | 129 |
| 7.1. Contrôles réalisés par l'exploitant | 129 |
| 7.1.1. Objectifs | 129 |
| 7.1.2. Démarche de contrôle | 129 |
| 7.2. Contrôles réalisés lors de la fabrication des matériels, de la construction et des montages | 130 |
| 7.3. Principaux résultats des contrôles et examens réalisés au titre de la VCI | 131 |
| 7.4. Essais de démarrage | 131 |
| 7.4.1. Démarche d'élaboration du programme d'essais de démarrage | 131 |
| 7.4.2. Analyse des résultats des essais de démarrage | 133 |

| | |
|---|------------|
| 7.4.3. Pérennité des résultats des essais de démarrage..... | 134 |
| 7.4.4. Essais de requalification d'ensemble | 135 |
| 7.4.5. Essais de préparation au chargement et essais de démarrage..... | 135 |
| 7.4.6. Conclusion | 136 |
| 8. Missions OSART reçues à Flamanville 3 | 137 |
| 9. Contrôles exercés par l'ASN | 138 |
| 9.1. Évaluation de conformité des ESPN | 138 |
| 9.2. Inspections (site, services centraux, fournisseurs) depuis le décret d'autorisation | 138 |
| 9.3. État de préparation de l'installation et de l'exploitant | 138 |
| 9.3.1. Achèvement de l'installation | 138 |
| 9.3.2. Préparation de l'exploitant..... | 139 |
| 9.3.3. Préparation aux situations d'urgence | 140 |
| 10. Perspectives pour les mois et années à venir | 141 |
| 11. Consultation de l'exploitant et des parties prenantes sur la mise en service de Flamanville 3 et les prescriptions associées | 142 |
| 11.1. Consultation de l'exploitant..... | 142 |
| 11.2. Audition de la Commission Locale d'Information (CLI) de Flamanville | 142 |
| 11.3. Consultation du public | 142 |
| 12. Conclusion et autorisation de mise en service | 147 |
| Références..... | 148 |
| Annexes | 162 |
| Annexe 1 : Acronymes et définitions | 162 |
| Annexe 2 : Principaux bâtiments et ouvrages de Flamanville 3 | 167 |
| Annexe 3 : Présentation des équipements sous pression nucléaires et des ensembles nucléaires..... | 168 |
| Annexe 4 : Principaux systèmes ou circuits de Flamanville 3 | 171 |
| Annexe 5 : Événements significatifs et principaux écarts intervenus pendant le chantier | 175 |
| Annexe 6 : Liste des avis des groupes permanents d'experts recueillis dans le cadre de l'instruction du DAC et de la mise en service du réacteur..... | 179 |
| Annexe 7 : Liste des avis de l'IRSN recueillis dans le cadre de l'instruction du DAC et de la mise en service du réacteur | 181 |

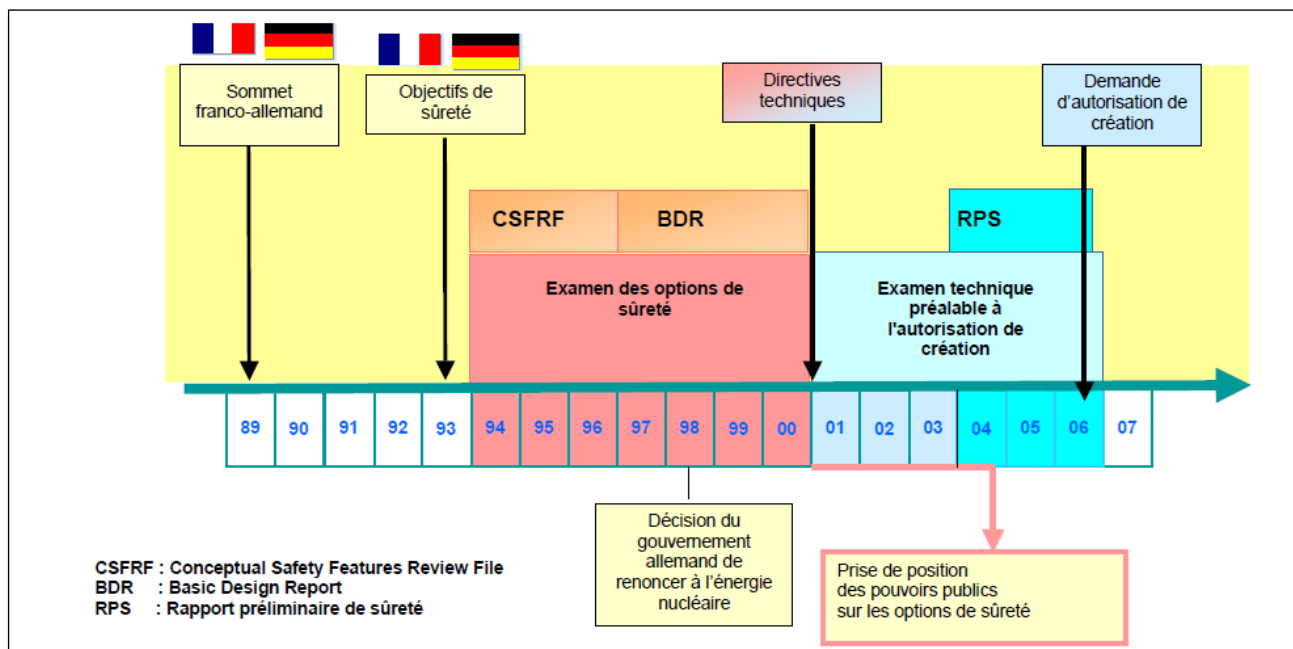
1. Objet et cadre réglementaire

1.1. Historique succinct

1.1.1. Définition des objectifs de sûreté et des options de sûreté du réacteur EPR (1989 - 2004)

Le projet de réacteur EPR (Evolutionary Pressurised water Reactor) trouve son origine dans le sommet franco-allemand de 1989, qui initie une coopération entre les industriels français et allemands ainsi qu'entre les autorités de sûreté nucléaire de ces deux pays et leurs appuis techniques.

Cette coopération s'est traduite notamment par la définition conjointe d'objectifs de sûreté, formalisés en 1993 par une lettre signée par les deux autorités de sûreté nucléaire [55], puis par un examen des options de sûreté du réacteur EPR sur la période 1993-2000. Cette phase s'est achevée par l'adoption des directives techniques [52] par le groupe permanent d'experts pour les réacteurs (GPR) et les experts allemands. L'examen technique de certains aspects s'est ensuite poursuivi et a permis à l'ASN de prendre position en 2004 sur les options de sûreté du réacteur EPR [56].



1.1.2. Autorisation de création de Flamanville 3 et prescriptions encadrant la conception et la construction

Le 9 mai 2006, Électricité de France a déposé auprès des ministres chargés de la sûreté nucléaire une demande d'autorisation de création d'un réacteur de type EPR sur le site de la centrale électronucléaire de Flamanville. Les conclusions de l'instruction de ce dossier sont présentées dans le rapport en référence [60]. La création d'une installation nucléaire de base (INB) comportant un réacteur de type EPR sur le site de Flamanville a été autorisée par le décret du 10 avril 2007 [2]. Cette installation porte le numéro 167 et est dénommée « Flamanville 3 ».

Pour l'application de ce décret et comme le permet l'article L. 593-10 du code de l'environnement, l'ASN a adopté, par une décision du 26 septembre 2008, des prescriptions encadrant la conception et la construction de Flamanville 3 [11]. Ces prescriptions ont été complétées, par une décision du 26 juin 2012 [15], pour prendre

en compte les évaluations complémentaires de sûreté menées à la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, puis complétées et modifiées, par une décision du 7 mai 2013, pour encadrer les essais de démarrage de l'installation [16]. Des prescriptions complémentaires ont été prises, par une décision du 21 janvier 2014 [18], après examen du « noyau dur » de dispositions visant à faire face à des situations extrêmes proposé par EDF en application de la prescription [ECS-1] de la décision en référence [15].

EDF a sollicité à deux reprises, le 15 octobre 2015 puis le 23 juillet 2019, la modification du décret d'autorisation de création de Flamanville 3, afin de porter le délai de mise en service de l'installation de dix ans à treize ans puis de treize à dix-sept ans à compter de la publication initiale de ce décret. Au vu notamment des avis favorables rendus par l'ASN [46] et [49], le décret d'autorisation de création de Flamanville 3 a été modifié, par les décrets du 23 mars 2017 [3] et du 25 mars 2020 [4].

1.2. Objet du rapport

L'article L. 593-11 du code de l'environnement prévoit que « *L'Autorité de sûreté nucléaire autorise la mise en service de l'installation. La mise en service peut être partielle.* ».

Les articles R. 593-29 à R. 593-37 du code de l'environnement précisent le contenu d'une demande d'autorisation de mise en service d'une INB et les modalités pour son autorisation.

En outre, l'article 3 du décret d'autorisation de création de Flamanville 3 [2] prévoit que :

« I. – *L'introduction dans le périmètre de l'installation du combustible nucléaire destiné au premier chargement du réacteur est soumise à l'autorisation de l'Autorité de sûreté nucléaire.*

A cet effet, l'exploitant transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire, au plus tard six mois avant la date prévue pour l'introduction du combustible nucléaire dans le périmètre de l'installation, un dossier comprenant les éléments des documents mentionnés au II pertinents pour cette opération, sauf s'ils ont déjà été transmis à l'Autorité de sûreté nucléaire en vue de l'opération de chargement visée au II.

II. – *Le délai pour réaliser le premier chargement en combustible nucléaire du réacteur est fixé à dix-sept ans à compter de la publication du présent décret au Journal officiel de la République française. Ce délai constitue le délai de mise en service mentionné au I de l'article 29 de la loi du 13 juin 2006 susvisée.*

En vue d'obtenir l'autorisation de l'opération visée à l'alinéa précédent, l'exploitant transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire, au plus tard douze mois avant la date prévue pour le premier chargement en combustible nucléaire du réacteur, outre les autres documents requis par les dispositions réglementaires applicables aux installations nucléaires de base :

- *un rapport de sûreté comportant les mises à jour du rapport préliminaire de sûreté ;*
- *les règles générales d'exploitation que l'exploitant prévoit de mettre en œuvre pour la protection des intérêts mentionnés au I de l'article 28 de la loi du 13 juin 2006 ;*
- *un plan d'urgence interne.* ».

En application de ces dispositions, EDF a transmis à l'ASN :

- une demande d'autorisation de mise en service de Flamanville 3, datée du 16 mars 2015 [164] ayant fait l'objet de plusieurs amendements ;
- une nouvelle demande d'autorisation de mise en service, datée du 4 juin 2021 [165]. Cette demande se substitue à la demande initiale du 16 mars 2015 [164] et comporte une mise à jour complète du dossier, intégrant les conclusions des instructions menées par l'ASN depuis 2015. Ce dossier contient ainsi le rapport de sûreté, les règles générales d'exploitation, le plan de démantèlement, un plan d'urgence

interne, une actualisation de l'étude d'impact initiale en vue de son évaluation environnementale et une étude de maîtrise des risques ;

- des amendements à la demande d'autorisation de mise en service de Flamanville 3, datés du 17 janvier 2022, du 1^{er} août 2022, du 16 décembre 2022, du 23 mars 2023, du 21 avril 2023, du 8 juin 2023, du 31 octobre 2023, du 2 février 2024 et du 30 avril 2024.

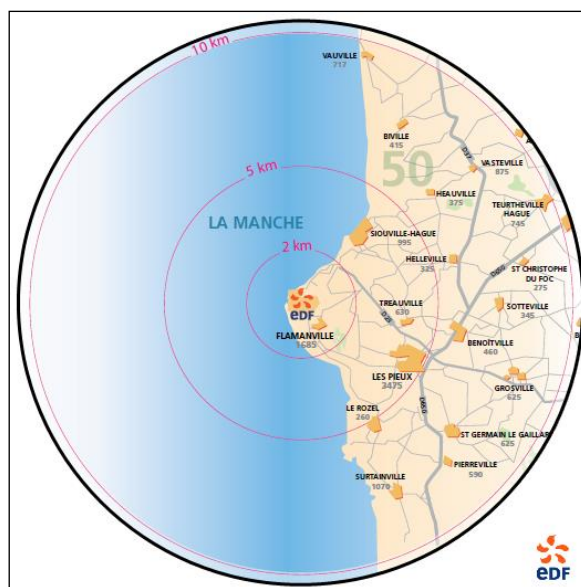
Le présent rapport présente les conclusions de l'instruction par l'ASN de la demande d'autorisation de mise en service de l'installation.

2. Présentation générale du réacteur EPR de Flamanville

2.1. Présentation générale du projet Flamanville 3

2.1.1. Le site nucléaire de Flamanville

Sur la côte ouest du Cotentin, dans le département de la Manche, à une vingtaine de kilomètres de Cherbourg, le site d'EDF est implanté sur le territoire de la commune de Flamanville, sur une ancienne carrière de granit. Le site, situé en bordure de mer, a été constitué par déroctage partiel de la falaise côté est et remblaiement sur la mer côté ouest. Il couvre une surface d'environ 120 hectares, dont la moitié a été gagnée sur la mer.



Au moment où EDF a engagé le projet Flamanville 3, le site nucléaire de Flamanville comprenait déjà deux installations comportant chacune un réacteur nucléaire à eau sous pression d'une puissance électrique de 1300 MWe : les installations nucléaires de base Flamanville 1 (INB n° 108) et Flamanville 2 (INB n° 109), dont

la création a été autorisée par le décret du 21 décembre 1979 [1] et qui ont été mises en service respectivement en 1985 et 1986.

La construction de Flamanville 3 a débuté en 2007, même si quelques travaux préparatoires ont été engagés dès l'été 2006.

2.1.2. Le réacteur EPR de Flamanville : généralités

L'EPR est un réacteur à eau sous pression développé depuis le début des années 1990 par EDF et Framatome, en partenariat avec les électriciens allemands. Héritier des réacteurs français de type N4 (centrales nucléaires de Chooz et de Civaux) et des réacteurs allemands Konvoi, l'EPR s'inscrit dans la continuité des techniques existantes, tout en ayant une puissance électrique accrue et une durée de fonctionnement allongée, prévue pour 60 ans.

Les principaux bâtiments et ouvrages constituant l'INB n° 167 sont :

- les bâtiments formant l'îlot nucléaire, dont :
 - le bâtiment du réacteur,
 - le bâtiment d'entreposage du combustible,
 - les quatre bâtiments des auxiliaires de sauvegarde et les bâtiments électriques associés,
 - les deux bâtiments abritant les groupes électrogènes de secours,
 - le bâtiment des auxiliaires nucléaires,
 - le bâtiment de traitement des effluents ;
- la salle des machines ;
- la station de pompage ;
- l'ouvrage de rejet ;
- le bâtiment d'exploitation ;
- la plateforme d'évacuation d'énergie.

Le schéma qui figure en annexe 2 du présent rapport présente les bâtiments.

La conception de l'EPR comporte plusieurs évolutions par rapport aux réacteurs de type N4. Les points ci-après peuvent notamment être soulignés :

- un objectif de conception de l'EPR est de diviser par dix le risque qu'un accident avec fusion du cœur (accident grave) survienne, en limitant les conséquences d'éventuelles défaillances ou agressions. Dans cet objectif, la plupart des systèmes de sauvegarde disposent de quatre « trains » redondants ;
- pour assurer le fonctionnement des systèmes de sauvegarde, plusieurs sources d'alimentation électriques, indépendantes les unes des autres, sont installées : alimentation électrique principale, alimentation électrique auxiliaire, quatre groupes électrogènes de secours principaux et deux groupes électrogènes d'ultime secours ;
- pour limiter les conséquences radiologiques d'une éventuelle fusion du cœur hors cuve, un récupérateur en béton très épais, destiné à recueillir le combustible fondu et à le refroidir, est installé sous la cuve du réacteur ;

- l'enceinte de confinement est doublée et munie, sur sa surface interne, d'une peau métallique d'étanchéité ;
- un renforcement significatif du génie civil de l'îlot nucléaire permet une amélioration du confinement et une meilleure protection contre les agressions externes, dont les séismes, les explosions industrielles et les chutes d'avion, ainsi que l'inondation externe. Cet objectif se traduit par un calage de la plateforme en prenant en compte l'évolution prévisible du niveau de la mer, la construction de l'îlot nucléaire sur un radier commun offrant une meilleure protection vis-à-vis de la tenue sismique et une « coque » en béton armé recouvrant les bâtiments les plus sensibles de l'EPR : bâtiment du réacteur, bâtiment d'entreposage du combustible, salle de commande et deux des quatre bâtiments des auxiliaires de sauvegarde ;
- un recours accru aux systèmes automatiques de sauvegarde de façon à laisser un délai plus important aux opérateurs pour réaliser les premières interventions humaines nécessaires à la gestion d'un évènement.

De plus, le réacteur EPR a bénéficié, dès sa phase de conception, d'un périmètre d'études de sûreté élargi par la prise en compte systématique des états d'arrêts, notamment dans les études d'accidents, les études d'agressions et les évaluations probabilistes.

Enfin, l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi au Japon en mars 2011 et les évaluations complémentaires de sûreté qui ont suivi ont conduit à renforcer certaines dispositions destinées à éviter un accident majeur, notamment par la définition d'un « noyau dur » de dispositions techniques et organisationnelles.

2.2. Les réacteurs EPR à l'international

Outre Flamanville 3, cinq autres réacteurs EPR existent ou sont en construction dans le monde :

- Olkiluoto 3, en Finlande, dont la construction a débuté en juillet 2005 et qui a été mis en service fin 2021 ;
- Taishan 1 et Taishan 2, en Chine, dont la construction a débuté respectivement en octobre 2009 et en avril 2010 et qui ont été mis en service respectivement en avril 2018 et avril 2019 ;
- Hinkley Point C, au Royaume-Uni, qui comporte deux réacteurs dont la construction a débuté en mars 2017.

3. Modalités de l’instruction de la demande d’autorisation de mise en service

3.1. Instruction de l’ASN

3.1.1. Démarche d’instruction

L’ASN a mené l’instruction de la demande d’autorisation de mise en service en se fondant sur :

- l’instruction technique de la conception du réacteur et de ses systèmes et de la démonstration de sûreté nucléaire et de l’étude d’impact ;
- le contrôle de la fabrication et de la qualification des matériels ;
- l’évaluation de la conformité des équipements sous pression nucléaires ;
- le contrôle de la construction du réacteur ;
- le contrôle des essais de démarrage ;
- l’évaluation de la préparation des équipes chargées de la future exploitation du réacteur.

L’ASN a réalisé des inspections sur le site, dans les locaux des services centraux d’EDF et chez certains fournisseurs.

L’ASN a également été amenée à examiner :

- le traitement des écarts détectés et des aléas survenus au cours de la construction et lors des essais de démarrage ;
- la conservation des équipements placés en arrêt de longue durée, le maintien de leur qualification, et la pérennité des résultats des essais de démarrage, du fait du retard de la mise en service du réacteur.

L’instruction de la demande d’autorisation de mise en service s’est déroulée dans la continuité des instructions thématiques portant sur la conception et la démonstration de sûreté nucléaire qui ont été engagées après la délivrance de l’autorisation de création.

Ces instructions, menées entre la délivrance du décret d’autorisation de création et le dépôt de la demande d’autorisation de mise en service de Flamanville 3 ont permis de dégager des conclusions intermédiaires et d’identifier les besoins d’informations complémentaires et les sujets présentant le plus d’enjeux. Ces sujets ont fait l’objet d’une analyse approfondie lors de l’instruction de la demande d’autorisation de mise en service.

3.1.2. Acteurs de l’instruction

Pour mener à bien les instructions et les inspections, l’ASN a sollicité l’expertise de l’IRSN (voir liste des avis en annexe 7), notamment sur les études relatives à la démonstration de sûreté, aux traitements des écarts et aux essais de requalification et de démarrage de l’installation.

L’ASN a également recueilli, à plusieurs reprises entre 2015 et 2023, les avis du groupe permanent d’experts pour les réacteurs nucléaires, ainsi que du groupe permanent d’experts pour les équipements sous pression nucléaires sur les sujets présentant le plus d’enjeux (voir liste des avis en annexe 6). L’ASN a notamment recueilli, les 4 et 5 juillet 2018, l’avis du groupe permanent d’experts pour les réacteurs nucléaires sur le rapport de sûreté du réacteur.

L'ASN a aussi recueilli l'avis de l'Autorité environnementale [168], ainsi que des collectivités territoriales¹ (étendues aux Îles anglo-normandes) dans le cadre de l'évaluation environnementale².

Conformément à l'article L. 122-1 du code de l'environnement, « *L'avis de l'autorité environnementale fait l'objet d'une réponse écrite de la part du maître d'ouvrage* ». Dans ce cadre, EDF a produit un mémoire en réponse [166] à chacune des recommandations formulées par l'Autorité environnementale.

L'ASN a tenu compte des recommandations de l'Autorité environnementale au cours de son instruction et a en particulier examiné les réponses apportées par EDF [166].

Enfin, l'ASN a consulté le public sur son site internet du 5 juin 2023 au 15 septembre 2023 sur le dossier de mise service du réacteur émis par EDF. L'ASN a de nouveau consulté le public du 15 janvier 2024 au 15 février 2024, sur ce dossier en incluant les avis de l'Autorité environnementale et des collectivités territoriales. Enfin, l'ASN a consulté le public sur le projet de décision autorisant la mise en service du réacteur du 27 mars au 17 avril 2024.

Par ailleurs, l'ASN a entretenu des relations privilégiées avec les autorités de sûreté nucléaire étrangères afin de bénéficier des expériences passées ou en cours liées aux procédures d'autorisation et au contrôle de la construction de nouveaux réacteurs. En particulier, l'ASN a engagé très tôt au cours du projet des échanges réguliers avec les autorités de sûreté étrangères ayant à contrôler elle-même un réacteur EPR. Cela a été le cas en particulier avec les autorités finlandaises (STUK) et chinoises (NNSA), puis avec l'autorité britannique (ONR). Ces échanges ont permis de partager les référentiels techniques, les modalités de contrôle, les conclusions des instructions, le retour d'expérience et les problématiques rencontrées. L'ASN a également participé dès 2006 aux échanges techniques menés au sein du groupe de travail dédié au réacteur EPR du MDEP (Multi design evaluation program) puis du CNRA (Committee on Nuclear Regulatory Activities) de l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN).

3.2. Référentiel d'évaluation utilisé par l'ASN

3.2.1. Référentiel de conception de l'EPR : les objectifs de sûreté et les directives techniques

En 1993, quatre objectifs principaux ont été fixés par les autorités de sûreté française et allemande pour le réacteur EPR [55] :

- **Objectif 1 : la maîtrise de l'exploitation normale de l'installation**

Pour l'exploitation normale et les incidents d'exploitation, l'objectif est de réduire les doses individuelles et collectives reçues par les travailleurs, qui sont fortement liées aux activités de maintenance et d'inspection en service. La réduction de l'exposition des travailleurs doit être recherchée par un processus d'optimisation tenant compte des données acquises par l'expérience d'exploitation. Il convient aussi de considérer la limitation des rejets radioactifs dans le cadre des contraintes de doses correspondantes, ainsi que la réduction des quantités et des activités des déchets radioactifs.

¹ En application du deuxième alinéa du III de l'article L. 122-1-1 du code de l'environnement, l'ASN a saisi le préfet de la Manche le 27 octobre 2021 afin d'organiser une consultation visant à recueillir l'avis des collectivités territoriales. Les collectivités territoriales ayant répondu à cette consultation sont la communauté d'agglomération Le Cotentin, la commune de Flamanville, la commune de Héauville et la commune de La Hague.

² Les avis de l'Autorité environnementale et des collectivités territoriales ont été publiés sur le site de l'ASN.

- **Objectif 2 : la réduction du nombre des incidents significatifs**

L'objectif est de réduire le nombre des incidents significatifs, ce qui implique de rechercher des améliorations des équipements et systèmes utilisés en fonctionnement normal, dans le but de réduire les fréquences des transitoires et des incidents et donc de limiter les possibilités d'apparition de situations accidentelles à partir de tels événements.

- **Objectif 3 : la réduction du risque de fusion du cœur**

Une réduction significative de la fréquence globale de fusion du cœur doit être obtenue. La mise en œuvre d'améliorations de la défense en profondeur devrait conduire à l'obtention d'une fréquence globale de fusion du cœur inférieure à 10^{-5} par année réacteur, en tenant compte des incertitudes et de tous les types de défaillance et d'agression.

- **Objectif 4 : la réduction des conséquences radiologiques des accidents**

Un objectif important est d'obtenir une réduction significative des rejets radioactifs pouvant résulter de toutes les situations d'accident concevables, y compris les accidents avec fusion du cœur. Pour les situations d'accident sans fusion du cœur, il ne doit pas y avoir de nécessité de mesures de protection des populations vivant dans le voisinage du réacteur endommagé (pas d'évacuation, pas de mise à l'abri).

Les accidents avec fusion du cœur qui conduiraient à des rejets précoces importants doivent être « pratiquement éliminés » : s'ils ne peuvent pas être considérés comme physiquement impossibles, des dispositions de conception doivent être prises pour les exclure. Cet objectif concerne en particulier les accidents avec fusion du cœur en pression.

Les séquences avec fusion du cœur à basse pression doivent être traitées de telle sorte que les rejets maximaux concevables associés ne nécessitent que des mesures de protection des populations très limitées en termes d'étendue et de durée. Ceci se traduirait par l'absence de relogement permanent, l'absence de nécessité d'évacuation d'urgence au-delà du voisinage immédiat du réacteur, une mise à l'abri limitée et l'absence de restrictions à long terme de la consommation des produits alimentaires.

La déclinaison de ces objectifs figure dans les « directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression » [52]. En 2004, dans une lettre adressée à EDF, les pouvoirs publics ont jugé les options de sûreté de l'EPR satisfaisantes vis-à-vis de l'objectif fixé d'amélioration générale de la sûreté par rapport aux réacteurs alors en fonctionnement [56].

Les directives techniques [52] ont constitué l'élément principal du référentiel technique d'examen par l'ASN du projet EPR.

3.2.2. Exigences légales et réglementaires

3.2.2.1. Régime général

La législation et la réglementation françaises encadrent la sûreté nucléaire, la radioprotection, la protection de l'environnement et la sécurité des travailleurs :

- le code de l'environnement ;
- le code du travail ;
- le code de la santé publique ;
- l'arrêté INB fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base [5].

3.2.2.2. Réglementation portant sur les équipements sous pression

La réglementation applicable aux équipements sous pression a connu des évolutions durant la période de conception et de fabrication des équipements de Flamanville 3.

Cette réglementation, initialement fondée sur la loi du 28 octobre 1943 relative aux appareils à pression de vapeur et de gaz et sur un ensemble de décrets, a été codifiée au sein du code de l'environnement.

Les dispositions techniques, pour ce qui concerne la conception et la fabrication des équipements sous pression nucléaires, ont successivement été portées par le décret du 2 avril 1926 et l'arrêté du 26 février 1974 puis par le décret du 13 décembre 1999 et l'arrêté du 12 décembre 2005 et enfin la section 12 du chapitre VII du titre V du livre V du code de l'environnement (partie réglementaire) et l'arrêté du 30 décembre 2015 [9].

La réglementation actuelle qui reprend ces éléments est synthétisée dans le tableau ci-dessous :

| | Équipements sous pression nucléaires | Équipements sous pression non nucléaires |
|---|--|---|
| Dispositions générales | Chapitre VII du titre V du livre V du code de l'environnement | |
| | Titres I et IV de l'arrêté du 30 décembre 2015 | |
| Dispositions relatives aux équipements neufs | Section 12 du chapitre VII du titre V du livre V du code de l'environnement (partie réglementaire) Titre II de l'arrêté du 30 décembre 2015 | Section 9 du chapitre VII du titre V du livre V du code de l'environnement (partie réglementaire) |
| Dispositions relatives au suivi en service | Section 14 du chapitre VII du titre V du livre V du code de l'environnement (partie réglementaire) | |
| | Arrêté du 10 novembre 1999 Titre III de l'arrêté du 30 décembre 2015 | Arrêté du 20 novembre 2017 |

3.2.2.3. Décisions à caractère réglementaire de l'ASN

Les principales décisions de l'ASN applicables au réacteur EPR de Flamanville sont recensées dans le tableau ci-après :

| Décision | Objet |
|---|---|
| Décision n° 2013-DC-0360 modifiée de l'ASN du 16 juillet 2013 [17] et [23] | Relative à la maîtrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement des installations nucléaires de base |
| Décision n° 2014-DC-0417 de l'ASN du 28 janvier 2014 [19] | Relative aux règles applicables aux installations nucléaires de base (INB) pour la maîtrise des risques liés à l'incendie |
| Décision n° 2014-DC-0462 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 7 octobre 2014 [20] | Relative à la maîtrise du risque de criticité dans les installations nucléaires de base |

| | |
|--|--|
| Décision n° 2015-DC-0508 de l'ASN du 21 avril 2015 modifiée [21] et [36] | Relative à l'étude sur la gestion des déchets et au bilan des déchets produits dans les installations nucléaires de base |
| Décision n° 2015-DC-0532 de l'ASN du 17 novembre 2015 [22] | Relative au rapport de sûreté des installations nucléaires de base |
| Décision n° 2016-DC-0571 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 11 octobre 2016 [24] | Portant diverses dispositions relatives à la conformité des équipements sous pression nucléaires |
| Décision n° 2017-DC-0588 de l'ASN du 6 avril 2017 [26] | Relative aux modalités de prélèvement et de consommation d'eau, de rejet d'effluents et de surveillance de l'environnement des réacteurs électronucléaires à eau sous pression |
| Décision n° 2017-DC-0592 de l'ASN du 13 juin 2017 [27] | Relative aux obligations des exploitants d'installations nucléaires de base en matière de préparation et de gestion des situations d'urgence et au contenu du plan d'urgence interne |
| Décision n° 2017-DC-0616 de l'ASN du 30 novembre 2017 modifiée [29], [36] et [44] | Relative aux modifications notables des installations nucléaires de base |
| Décision n° 2021-DC-0713 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 23 septembre 2021 [39] | Relative aux équipements sous pression nucléaires, encadrant la réalisation de certains essais et analyses |
| Décision n° 2021-DC-0714 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 23 septembre 2021 [40] | Relative à l'intégration au sein d'une installation nucléaire de base de certains équipements sous pression nucléaires en cours d'évaluation de la conformité |

3.2.2.4. Réglementation individuelle

Des textes réglementaires propres à l'EPR ou au site de Flamanville existent également.

Le décret d'autorisation de création

Le Gouvernement a autorisé la création du réacteur « Flamanville 3 » par décret du 10 avril 2007 [2]. Ce décret fixe les éléments essentiels que requiert la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement.

Il a été modifié en 2017 et 2020 par les décrets en références [3] et [4], prolongeant de sept ans le délai initial pour réaliser le premier chargement en combustible nucléaire du réacteur.

Prélèvements d'eau et rejets d'effluents

Les prélèvements d'eau et les rejets d'effluents du chantier de construction de Flamanville 3 étaient initialement réglementés par un arrêté préfectoral du 24 octobre 2006 [8].

Le 15 novembre 2006, EDF a présenté aux ministres chargés de l'industrie et de l'environnement une demande d'autorisation de prélèvement et de rejet d'effluents pour le site de Flamanville, qui prenait en compte l'exploitation de Flamanville 3. L'ASN a encadré les prélèvements d'eau et les rejets d'effluents par deux décisions datées du 7 juillet 2010 [12] et [13]. Ces décisions prévoyaient que l'arrêté préfectoral du 24 octobre 2006 reste applicable à Flamanville 3 jusqu'à sa mise en service.

Le 20 février 2017, EDF a formulé une demande de modification des décisions du 7 juillet 2010 [12] et [13] afin notamment de pouvoir appliquer ces décisions à Flamanville 3 dès les phases d'essais prévues avant la mise en service de l'installation. Le 19 juillet 2018, l'ASN a pris deux décisions qui encadrent les prélèvements d'eau et les rejets d'effluents du site de Flamanville [31] et [32], y compris pendant la phase de chantier de Flamanville 3. Ces deux décisions abrogent celles du 7 juillet 2010 et se substituent, pour l'installation Flamanville 3 dans sa phase de chantier, à l'arrêté préfectoral du 24 octobre 2006.

| | |
|--|---|
| Décision n° 2018-DC-0639 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 19 juillet 2018 [31] | Décision fixant les valeurs limites de rejet dans l'environnement des effluents des installations nucléaires de base n° 108, n° 109 et n° 167 exploitées par Électricité de France (EDF) dans la commune de Flamanville |
| Décision n° 2018-DC-0640 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 19 juillet 2018 [32] | Décision fixant les prescriptions relatives aux modalités de prélèvement et de consommation d'eau, de rejet d'effluents et de surveillance de l'environnement des installations nucléaires de base n° 108, n° 109 et n° 167 exploitées par Électricité de France (EDF) dans la commune de Flamanville |

Autres décisions individuelles

L'ASN a également adopté des prescriptions individuelles pour Flamanville 3 portant sur d'autres domaines techniques.

| | |
|---|---|
| Décision n° 2008-DC-0114 de l'ASN du 26 septembre 2008 [11] | Prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n° 167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n° 108) et « Flamanville 2 » (INB n° 109) |
| Décision n° 2012-DC-0283 de l'ASN du 26 juin 2012 [15] | Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de FLAMANVILLE (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n° 108, 109 et 167 |
| Décision n° 2013-DC-0347 du 7 mai 2013 [16] | Prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour les essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » (INB n° 167) et modifiant la décision n° 2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) les prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n° 167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n° 108) et « Flamanville 2 » (INB n° 109) |
| Décision n° 2014-DC-0403 de l'ASN du 21 janvier 2014 [18] | Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n° 2012-DC-0283 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire |

| | |
|--|---|
| Décision n° CODEP-CLG-2016-047916 du 7 décembre 2016 [25] | Décision relative à l'acceptation du référentiel technique pour l'évaluation de la conformité d'équipements sous pression nucléaires de niveau N1 destinés à l'installation nucléaire de base n° 167 dénommée Flamanville 3 |
| Décision n° 2017-DC-0604 de l'ASN du 15 septembre 2017 [28] | Décision prescrivant une revue de dossiers de fabrication de composants installés sur les réacteurs électronucléaires exploités par la société Électricité de France (EDF) |
| Décision n° CODEP-CLG-2018-033892 du 3 juillet 2018 [30] | Décision relative à l'acceptation du référentiel technique pour l'évaluation de la conformité d'équipements sous pression nucléaires de niveau N1 et ensembles comprenant au moins un tel équipement destiné à l'installation nucléaire de base n° 167 dénommée Flamanville 3 |
| Décision n° 2018-DC-0642 de l'ASN du 26 juillet 2018 [33] | Décision autorisant une mise en service partielle de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3 (INB n° 167) exploitée par Électricité de France (EDF) |
| Décision n° 2018-DC-0643 de l'ASN du 9 octobre 2018 modifiée [34] [43] | Décision autorisant la mise en service et l'utilisation de la cuve du réacteur EPR de la centrale nucléaire de Flamanville (INB n° 167) |
| Décision n° 2020-DC-0693 de l'ASN du 8 octobre 2020 [37] | Décision autorisant la mise en service partielle de l'installation nucléaire de base n° 167 (Flamanville 3) pour l'arrivée de combustible nucléaire dans le périmètre du réacteur et la réalisation d'essais particuliers de fonctionnement de l'installation nécessitant l'introduction de substances radioactives dans celle-ci |
| Décision n° CODEP-CAE-2021-044155 du 23 septembre 2021 [38] | Décision autorisant Électricité de France (EDF) à modifier de manière notable le plan d'urgence interne des installations nucléaires de base n° 108, 109 et 167, situées dans la commune de Flamanville (50) |

3.2.3. Recommandations de l'ASN (règles fondamentales de sûreté et guides)

Les directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression [52], élaborées par le groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires (GPR) et les experts allemands associés, constituent le document énonçant les principales attentes devant guider la conception et la démonstration de sûreté nucléaire de Flamanville 3. Ce document n'est pas juridiquement contraignant. Il présente l'approche de sûreté, ainsi que les exigences générales de sûreté à considérer pour la conception et la construction d'un nouveau réacteur à eau sous pression.

Parallèlement, la Commission centrale des appareils à pression a établi au mois d'octobre 1999, pour le compte de l'ASN, un document intitulé « Règles techniques relatives à la construction des circuits primaire et secondaires principaux des réacteurs nucléaires à eau sous pression ».

D'autres documents non juridiquement contraignants publiés par l'ASN sont également pertinents pour évaluer la sûreté de Flamanville 3 : il s'agit des règles fondamentales de sûreté (RFS) et des guides publiés par l'ASN. Dans les cas où les recommandations des directives techniques précitées et celles des RFS ne seraient pas compatibles, l'ASN a estimé en lettre [57], que le référentiel technique constitué par les directives techniques devait primer. Au chapitre 1.7 du rapport de sûreté remis à l'appui de la demande d'autorisation de mise en service de Flamanville 3, EDF liste les RFS et guides dont elle a tenu compte pour concevoir et démontrer la sûreté nucléaire de son installation.

Par ailleurs, certains textes d'organismes internationaux tels que l'AIEA ou l'association WENRA des responsables d'autorité de sûreté d'Europe de l'Ouest, constituent des recommandations qui ont servi de support à l'évaluation de la sûreté de Flamanville 3.

3.2.4. Codes de conception et construction choisis par EDF

EDF s'est appuyée, pour la conception, la réalisation et la mise en service du réacteur EPR de Flamanville, sur des codes de conception et de construction développés par la filière nucléaire française.

Les codes RCC (règles de conception et de construction) décrivent la pratique industrielle pour les réacteurs français :

- RCC-M : « Règles de conception et de construction applicables aux matériels mécaniques des îlots nucléaires REP » ;
- RCC-E : « Règles de conception et de construction applicables aux matériels électriques des îlots nucléaires » ;
- RCC-C : « Règles de conception et de construction applicables aux assemblages de combustible des centrales nucléaires ».

Les codes ETC (EPR Technical Code) ont été élaborés spécifiquement pour le réacteur EPR :

- ETC-C (EPR Technical Code for Civil Works) pour le génie civil ;
- ETC-F (EPR Technical Code for Fire) pour la protection contre l'incendie.

4. Recevabilité de la demande d'autorisation de mise en service

L'article R. 593-30 du code de l'environnement dispose que :

« I. - En vue de la mise en service de l'installation, l'exploitant adresse à l'Autorité de sûreté nucléaire un dossier comprenant :

1° Le rapport de sûreté, comportant la mise à jour de la version préliminaire du rapport de sûreté et les éléments permettant d'apprécier la conformité de l'installation réalisée avec les dispositions du décret d'autorisation de création et avec les prescriptions de construction définies en application de l'article L. 593-10 ;

2° Les règles générales d'exploitation que l'exploitant prévoit de mettre en œuvre, dès la mise en service de l'installation, pour la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 ;

3° Le plan d'urgence interne prévu au quatrième alinéa du II de l'article L. 593-6, dont le contenu est défini à l'article R. 593-31, accompagné de l'avis issu de la consultation prévue à ce même alinéa ;

4° Une mise à jour, si elle est nécessaire, du plan de démantèlement mentionné au 13° du I de l'article R. 593-16 ;

5° Les éléments permettant d'apprécier la conformité de l'installation aux prescriptions prises par l'Autorité de sûreté nucléaire en application de l'article L. 593-10, notamment dans les domaines mentionnés à l'article R. 593-17³ ;

6° La mise à jour de l'étude d'impact, le cas échéant ;

7° La mise à jour de l'étude de maîtrise des risques. »

La recevabilité de la demande a été instruite de manière progressive par l'ASN qui a notamment utilisé les conclusions de ses instructions menées après la délivrance de l'autorisation de création.

Les différentes versions de la demande d'autorisation de mise en service contenaient toutes les pièces requises. Cependant, un examen approfondi de ces pièces a mis en évidence, dans les premières versions du dossier, des lacunes importantes, qui ne permettaient pas de considérer ces versions comme recevables. L'ASN a ainsi formulé de nombreuses demandes de compléments à partir de 2015.

EDF a répondu de manière satisfaisante à ces différentes demandes et a complété son dossier. La mise à jour du dossier reçue le 4 juin 2021 [165] et ses amendements (voir paragraphe 1.2), sur laquelle se fonde le présent rapport, comporte tous les éléments nécessaires à sa recevabilité.

³ La pièce 5 mentionnée à l'article R. 593-30 du code de l'environnement est intégrée au rapport de sûreté (chapitre 1.7.1 « conformité aux exigences réglementaires »).

5. Position de l'ASN sur la démonstration de sûreté et la protection de l'environnement

5.1. Évaluation de la conformité des équipements sous pression nucléaires (ESPN)

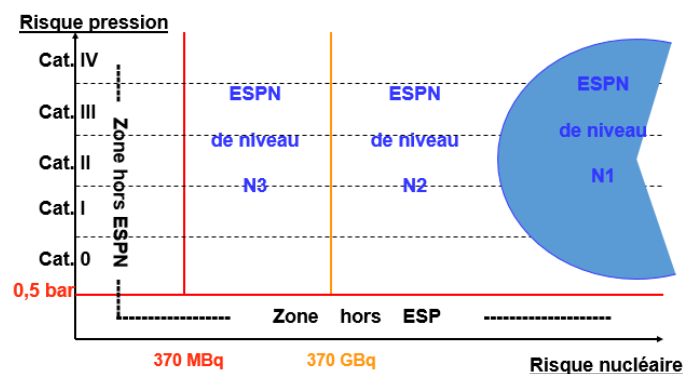
5.1.1. Déclinaison de la réglementation française aux équipements sous pression nucléaires (ESPN) du réacteur EPR de Flamanville

Les dispositions réglementaires applicables aux équipements sous pression nucléaires intègrent les enjeux de sûreté nucléaire, qui se traduisent par des exigences et des règles de conception, de fabrication, et de suivi en service de ces équipements afin d'assurer leur intégrité tout au long de leur exploitation. Pour certains équipements, ces dispositions sont renforcées pour rendre leur défaillance hautement improbable lorsque celle-ci n'est pas étudiée dans la démonstration de sûreté. L'ensemble de ces dispositions est présenté dans les paragraphes suivants.

Application de l'arrêté ESPN [7]

Le 22 janvier 2006 a été publié l'arrêté du 12 décembre 2005 définissant de nouvelles dispositions applicables à la conception et la fabrication des équipements sous pression nucléaires (ESPN) dont la fabrication serait engagée à partir du 23 janvier 2011. Framatome (Areva NP en 2006) a décidé d'appliquer de façon anticipée cet arrêté pour le réacteur EPR de Flamanville, sans y être cependant contraint réglementairement, puisque la majorité des fabrications des ESPN a été engagée avant l'échéance du 23 janvier 2011.

Les ESPN sont classés selon deux catégories de risques : le risque lié à la pression (classé de 0 à IV par risque croissant) et le risque lié aux substances radioactives confinées (classé de N3 à N1 par risque croissant). Ce deuxième risque est évalué en considérant le rejet d'activité nucléaire en cas de défaillance de cet équipement. Le classement N1 concerne les ESPN dont les conséquences de leur défaillance sont les plus importantes en termes de sûreté. Les circuits primaire et secondaires principaux du réacteur EPR sont classés N1.



Le fabricant a l'obligation de s'assurer que l'ESPN est conforme aux exigences essentielles de sécurité (EES). Il assume la responsabilité de la conformité de l'équipement. Il établit une déclaration de conformité pour en attester (article L. 557-14 du code de l'environnement).

Les équipements sous pression nucléaires de niveau N2 et N3 font l'objet d'une évaluation de conformité par un organisme indépendant habilité par l'ASN. Pour les équipements N1, cette évaluation est réalisée sous la responsabilité de l'ASN qui mandate cependant un organisme pour réaliser des actions d'évaluation.

Possibilités d'aménagements

Tenant compte des dix premières années de mise en application de cet arrêté, il est apparu nécessaire d'introduire des possibilités d'aménagement, notamment pour l'établissement des justifications du respect des exigences définies par cet arrêté. Ces évolutions ont été portées par l'arrêté du 30 décembre 2015 [9].

L'article 12 permet ainsi d'envisager des modalités spécifiques de démonstration de la conformité des équipements aux exigences essentielles de sécurité pour les équipements dont la fabrication a démarré avant le 31 décembre 2018. Compte tenu de son choix d'appliquer de manière anticipée l'arrêté du 12 décembre 2005, Framatome a sollicité deux adaptations sur deux périmètres distincts et complémentaires. La décision de l'ASN [30] autorise ainsi des modalités spécifiques de démonstration de la conformité des équipements aux exigences essentielles de sécurité. Elle s'applique aux tuyauteries auxiliaires et ensembles classés N1. La décision de l'ASN [25] s'applique aux autres équipements N1 (vannes, clapets...) dont la liste est fixée en annexe de cette décision.

Par ailleurs, la cuve du réacteur EPR de Flamanville a fait l'objet d'un traitement selon l'article 9 de l'arrêté [9] (voir paragraphe 5.1.3.1).

Référentiel d'exclusion de rupture applicable à la conception, la fabrication et au suivi en service de certaines tuyauteries des CPP et CSP

Les tuyauteries des branches primaires et les tuyauteries vapeur des circuits secondaires principaux (dites VVP) du réacteur EPR de Flamanville sont des équipements sous pression nucléaires (ESPN) de niveau N1, pour lesquels EDF a mis en œuvre une démarche d'exclusion de rupture qui consiste à ne pas retenir la rupture de ces tuyauteries dans les événements initiateurs à prendre en compte dans la démonstration de sûreté nucléaire du réacteur. Cette démarche s'accompagne d'exigences renforcées visant à prévenir leur rupture avec un haut niveau de confiance, définies notamment au travers des directives techniques en référence [52].

Le II-1 de l'article 2 du décret d'autorisation de création du 10 avril 2007 en référence [2] encadre cette démarche prévue dans le rapport préliminaire de sûreté par les dispositions suivantes, dont le respect doit être démontré avant la mise en service du réacteur :

« Des dispositions sont prises pour garantir tout au long de la vie de l'installation, l'intégrité : [...] des tuyauteries primaires et secondaires principales pour lesquelles la survenue d'une rupture circonférentielle doublement débattue n'est pas retenue dans les conditions de fonctionnement de référence étudiées dans le rapport de sûreté.

Ces dispositions doivent couvrir l'ensemble des aspects suivants :

- la qualité de la conception et la vérification associée ;*
- la qualité de la fabrication et les contrôles associés ;*
- le suivi en service devant rendre hautement improbable non seulement l'apparition d'altérations de l'équipement remettant en cause la prévention des différents modes d'endommagement mais aussi l'absence de détection à temps de ces altérations si elles survenaient néanmoins. »*

La démarche d'exclusion de rupture, en particulier les contreparties qu'elle nécessite et qui sont précisées dans le référentiel d'exclusion de rupture défini par EDF, a fait l'objet d'une instruction de la part de l'ASN. Sur la base de son rapport d'instruction en référence [171] et d'un avis de la Section permanente nucléaire (SPN) de la Commission centrale des appareils à pression le 21 juin 2005, l'ASN a considéré par sa lettre en référence

[58] que le recours à cette démarche était acceptable sous réserve de considérer ses demandes complémentaires portant sur le référentiel d'exclusion de rupture.

Ainsi, au-delà du respect des exigences techniques définies par l'exploitant, la lettre [58] précise un ensemble d'attendus renforçant la garantie du maintien de l'intégrité des tuyauteries pendant toute la vie de l'installation (cf. 5.1.3.4).

Les dispositions de suivi en service (arrêté du 10 novembre 1999 [6] et titre III de l'arrêté du 30 décembre 2015 [9])

Les règles définies pour la conception et la fabrication des équipements sous pression nucléaires (ESPN) sont complétées par des dispositions relatives à l'exploitation des équipements à partir de leur mise en service. L'arrêté du 10 novembre 1999 définit ces règles pour les équipements constitutifs des circuits primaire et secondaires principaux du réacteur. Parmi ces dispositions figurent en particulier celle du point I de l'article 9 de cet arrêté qui impose une visite complète initiale : « *l'exploitant procède, avant le premier chargement du réacteur, à une visite de l'appareil au moins aussi approfondie que celle qui est prescrite au II de l'article 15. Il vérifie à cette occasion l'applicabilité des procédés d'examen non destructif mis en œuvre* ».

Le titre III de l'arrêté du 30 décembre 2015 définit de telles dispositions pour les autres ESPN.

5.1.2. Procès-verbaux et attestations de conformité des équipements sous pression nucléaires

La réglementation française prescrit la délivrance de procès-verbaux ou d'attestations de conformité des équipements sous pression avant leur mise en service. Les ensembles intermédiaires regroupant les équipements sous pression de différents systèmes ainsi que l'ensemble chaudière regroupant notamment ces ensembles intermédiaires ont fait également l'objet d'une évaluation de conformité.

L'ASN a ainsi délivré l'ensemble des procès-verbaux d'évaluation de la conformité des équipements sous pression nucléaires de niveau N1 et des ensembles nucléaires en comportant.

5.1.3. Principaux sujets techniques instruits

Certains sujets techniques ont nécessité des instructions spécifiques qui sont détaillées dans les paragraphes ci-dessous.

5.1.3.1. Ségrégation du carbone au centre des calottes de cuve

Framatome a mis en évidence fin 2014 une anomalie de la composition chimique de l'acier du couvercle et du fond de la cuve du réacteur EPR de Flamanville, pouvant réduire sa capacité à résister à la propagation d'une fissure.

Framatome a lancé, en lien avec EDF, un programme d'essais afin de justifier que la résistance mécanique de l'acier est suffisante dans toutes les situations de fonctionnement, y compris accidentelles. Framatome a transmis ses conclusions techniques à l'ASN en décembre 2016.

En s'appuyant sur l'analyse des dossiers transmis par Framatome et des éléments techniques complémentaires fournis par EDF, menée par sa direction des équipements sous pression nucléaires et son appui technique l'IRSN, sur les avis de son groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires et du

Conseil supérieur de la prévention des risques technologiques, ainsi que sur les observations recueillies lors de la consultation du public, l'ASN a rendu son avis [47] le 10 octobre 2017 sur cette anomalie. Elle a ainsi indiqué considérer que cette anomalie n'était pas de nature, sous certaines réserves, à remettre en cause la mise en service de la cuve.

Considérant cette anomalie, la mise en service et l'utilisation de la cuve du réacteur EPR de Flamanville nécessitait une autorisation de l'ASN. Framatome a déposé le 13 juillet 2018 une demande en ce sens, qui a été complétée à la suite des demandes de l'ASN. L'ASN a instruit cette demande, en s'appuyant sur les conclusions de son avis de 2017 et a, en outre, vérifié le respect des exigences techniques et réglementaires autres que celles relatives à la composition chimique de l'acier du couvercle et du fond de la cuve.

Sur la base des conclusions de cette instruction, l'ASN a autorisé, par décision du 9 octobre 2018 [34], la mise en service et l'utilisation de la cuve du réacteur EPR de Flamanville, sous réserve de la réalisation d'un programme d'essais de suivi du vieillissement thermique et de contrôles spécifiques lors de l'exploitation de l'installation. La faisabilité de ces derniers contrôles n'étant pas acquise pour le couvercle en l'état actuel des connaissances, l'ASN a limité à fin 2024 l'utilisation du couvercle, la mise en service du réacteur étant alors prévue en 2019.

Des aléas ont conduit EDF à décaler la mise en service du réacteur EPR de Flamanville à 2024 et la livraison du couvercle de remplacement en octobre 2024. Ainsi, fin 2022, Framatome a transmis à l'ASN une demande de report de la date limite d'utilisation du couvercle actuel, afin que le réacteur puisse fonctionner durant un cycle complet avant de procéder au remplacement prescrit dans la décision de l'ASN. À l'issue de l'instruction de cette demande incluant une consultation du public, le report de remplacement du couvercle à l'issue du premier cycle de fonctionnement a été autorisé par décision du 16 mai 2023 [43].

5.1.3.2. Défaut des soudures des adaptateurs du couvercle de cuve

Framatome, alors AREVA NP, a informé l'ASN de la détection de deux écarts de qualité importants lors de la fabrication du couvercle de la cuve du réacteur EPR, à la fin 2010 puis en 2011. Les écarts concernaient :

- dans un premier temps, la détection, à l'automne 2010, de défauts au niveau de certaines soudures d'adaptateurs sur le couvercle ;
- dans un second temps, la mise en évidence, en juin 2011, lors des opérations de remise en conformité destinées à corriger l'écart précédent, d'une épaisseur insuffisante de la couche de métal appelée beurrage, située sous ces soudures.

Le traitement de ces écarts a conduit le fabricant à reprendre complètement plusieurs étapes de la fabrication du couvercle (élimination des soudures et des beurrages, puis exécution de nouvelles soudures). La totalité des 105 adaptateurs ont été concernés. L'ASN a consulté le groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires (GP ESPN) le 15 septembre 2011 sur ces réparations.

La phase d'élimination des soudures et beurrages s'est achevée lors du deuxième semestre 2012, et la refabrication des soudures s'est terminée en avril 2015, après que l'ASN a validé les dispositions opératoires de soudage redéfinies à l'aide de maquettes réalisées en 2013. L'épreuve hydraulique en usine du couvercle a eu lieu le 18 décembre 2015.

Framatome a intégré ce retour d'expérience pour la réalisation des soudures des prochains couvercles de cuve, dont celui de remplacement du réacteur EPR.

5.1.3.3. Défauts des soudures des mécanismes de commande de grappes

Un premier lot de mécanismes de commande de grappes (MCG) a été produit entre 2008 et 2011. En février 2013, Framatome, alors AREVA NP, a informé l'ASN de la mise en évidence d'une dérive du procédé de soudage affectant les soudures. Cette situation a conduit au rebut de ces mécanismes et au réapprovisionnement de nouveaux mécanismes avec des corrections des modes opératoires de soudage et en particulier des conditions de mesure des tensions d'arc. Le fabricant a réalisé de nouvelles qualifications de mode opératoire de soudage et l'ASN a donné son accord à la reprise des opérations de soudage en juin 2014.

5.1.3.4. Évaluation de la conformité au référentiel d'exclusion de rupture des tuyauteries vapeur principales (VVP)

Des défaillances sont intervenues à différents stades de la réalisation des soudures des tuyauteries VVP du réacteur EPR de Flamanville, soumises au référentiel d'exclusion de rupture. Elles concernent l'absence de spécification des exigences d'EDF vers la chaîne de sous-traitance, la qualification des modes opératoires de soudage, le choix des matériaux d'apport, les essais de recette, la réalisation des assemblages témoins, les essais non destructifs et globalement la surveillance exercée par l'exploitant et le fabricant. Ces défaillances ont conduit à des nombreux écarts affectant les propriétés mécaniques et ont généré des défauts dans le métal.

L'ASN a recueilli l'avis du groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires (GP ESPN) sur la stratégie de traitement de ces écarts proposée par EDF et Framatome. À la suite de cet avis, l'ASN a informé EDF (références [126] et [128]) d'une part que la réparation des soudures situées au niveau des traversées de l'enceinte de confinement, avant la mise en service de l'installation, était la solution à privilégier, et, d'autre part, que les solutions proposées par EDF privilégiant les remises en conformité pour les autres soudures en écart était recevable.

À la demande de l'ASN, les opérations de remise en conformité ont été accompagnées de dispositions techniques renforcées (qualification des modes opératoires, spécification de caractéristiques mécaniques élevées, formation et compétences des personnels, surveillance des opérations, etc). Ainsi, de l'ordre de 70 soudures ont ainsi été réalisées à nouveau.

L'instruction réalisée par l'ASN, appuyée par l'IRSN et Bureau Veritas Exploitation, lui permet de considérer que les exigences du référentiel d'exclusion de rupture sont à présent respectées et que les écarts identifiés ne sont pas de nature à remettre en cause la conception et la qualité de réalisation des soudures des tuyauteries vapeur principales.

5.1.3.5. Soudures des tuyauteries secondaires principales

Consécutivement aux défaillances présentées au paragraphe précédent, une analyse de la qualité de réalisation des soudures situées en dehors du périmètre d'exclusion de rupture (circuits d'eau alimentaires ARE et de décharge à l'atmosphère VDA) a été réalisée à la demande de l'ASN. Cette analyse s'est appuyée notamment sur des programmes de caractérisation des matériaux mis en œuvre lors des opérations de soudage. Au total, 6700 essais mécaniques issus de plus de 100 assemblages ont été réalisés afin d'affiner la connaissance des propriétés propres à chaque métal d'apport utilisé, mais également aux métaux de base des tuyauteries.

À l'issue de ces analyses, considérant que certains matériaux d'apport mis en œuvre ne respectaient pas les critères mécaniques ou que les analyses à la rupture brutale montraient des marges insuffisantes, Framatome a réparé quatre soudures de traversées de l'enceinte de confinement et quatre soudures au niveau des générateurs de vapeur situées sur les circuits d'eau alimentaires (ARE).

Pour les autres soudures, l'ASN a examiné et accepté les justifications apportées par Framatome relatives à la conformité des produits d'apport, des métaux de base, de la qualité des soudures ainsi que des propriétés retenues dans les études de rupture brutale.

5.1.3.6. Évaluation de la conformité au référentiel d'exclusion de rupture des branches primaires

EDF a souhaité soumettre les lignes primaires des tuyauteries primaires du réacteur EPR de Flamanville à la démarche d'exclusion de rupture et donc à des exigences renforcées visant à prévenir leur rupture avec un haut niveau de confiance (voir paragraphe 5.1.1).

À la suite du retour d'expérience des écarts ayant affecté les soudures des tuyauteries secondaires principales, l'ASN a demandé à EDF, en complément des exigences réglementaires applicables aux ESPN de niveau N1, de justifier que les lignes primaires principales de l'EPR de Flamanville répondent aux exigences spécifiques de niveau N1 du code de construction RCC-M, ainsi qu'à celles associées à la démarche d'exclusion de rupture. Pour répondre à cette demande, EDF a réalisé un examen de la qualité des matériels.

L'instruction réalisée par l'ASN appuyée par l'IRSN et Bureau Veritas Exploitation lui permet de considérer que les exigences du référentiel d'exclusion de rupture ont été respectées et que les écarts identifiés ne sont pas de nature à remettre en cause la conception et la qualité de réalisation des branches primaires principales.

5.1.3.7. Ecart portant sur les traitements thermiques de détensionnement (TTD)

Framatome a informé l'ASN en septembre 2019 d'un non-respect de plages de température spécifiées dans le code RCC-M lors des traitements thermiques de détensionnement (TTD) de plusieurs joints soudés de générateurs de vapeur réalisés par procédé de chauffage local.

Certains joints ont ainsi été caractérisés en « sous-TTD », c'est-à-dire avec une température de traitement inférieure à la plage requise. L'impact majeur de cet écart se traduit par des niveaux de contraintes résiduelles plus élevés dans les soudures et le risque d'avoir une réduction de marges vis-à-vis de la rupture brutale avec un matériau des soudures sensible au vieillissement sous déformation. D'autres joints, au contraire, ont été caractérisés en « sur-TTD » avec une température de traitement supérieure à la plage requise. Dans ce cas, les conséquences se traduisent par des caractéristiques mécaniques plus faibles ainsi que, comme dans le cas d'un « sous-TTD », d'une réduction des marges vis-à-vis du risque de rupture brutale. Certaines soudures peuvent être affectées d'écarts en « sous-TTD » et « sur-TTD ».

L'ASN a demandé à Framatome d'effectuer une revue de l'ensemble des procédés de traitement thermique employés sur les différents projets. Les investigations menées par Framatome l'ont conduit à identifier que des soudures des tuyauteries des circuits secondaires principaux, des générateurs de vapeur et du pressuriseur du réacteur EPR de Flamanville étaient également concernées par ces écarts.

En 2021, dans le cadre des travaux menés par le fabricant pour caractériser le niveau des contraintes résiduelles générées lors de ces traitements thermiques en situation d'écart, Framatome a mis en évidence des niveaux de contraintes résiduelles inattendus et excessifs remettant en cause l'objectif de détensionnement de ces traitements thermiques et pouvant conduire à des risques d'amorçage et de propagation de défauts affectant la résistance des joints soudés de ces équipements au risque de rupture brutale. Ce niveau de contraintes résiduelles a été expliqué par le caractère local du traitement thermique.

La stratégie de traitement de Framatome a consisté à privilégier la réalisation d'un nouveau traitement thermique de remise en conformité. Ainsi, la quasi-totalité des soudures des tuyauteries secondaires

principales ont fait l'objet d'un traitement thermique de remise en conformité pour supprimer l'effet des « sous-TTD », tout comme le joint final du pressuriseur et d'un générateur de vapeur.

L'ensemble des autres joints en écart de ces équipements a fait l'objet d'une justification mécanique spécifique, en vue d'un maintien en l'état compte tenu qu'une remise en conformité conduirait à un risque élevé de déformer les structures internes situées à proximité des assemblages soudés (composants des générateurs de vapeur).

À l'exception du joint soudé de raccordement des viroles moyenne et haute du générateur de vapeur n° 323, la résistance mécanique des joints est assurée sur la durée de vie des équipements (60 ans). La résistance mécanique de ce joint spécifique est justifiée pour une durée d'exploitation de 48 ans. Des dispositions de suivi en service et une réparation ou un remplacement du générateur de vapeur concerné à l'issue de cette période sont envisagées dans l'état actuel des conclusions des études mécaniques.

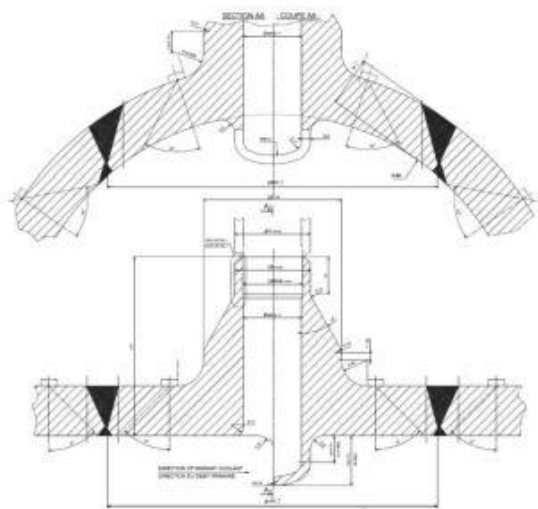
L'ASN considère que les problématiques considérées ont fait l'objet d'un traitement adapté.

5.1.3.8. Traitement de trois soudures set-in des branches primaires principales

Le référentiel d'exclusion de rupture associé aux tuyauteries primaires présenté au paragraphe 5.1.3.6 prévoit que les piquages de diamètre nominal supérieur à 150 mm sont intégrés de forge dans les tuyauteries primaires (configuration dite « set-on »). Cette évolution permet de limiter le nombre de soudures de dimensions importantes et de garantir des propriétés mécaniques élevées et homogènes dans les zones de raccordement de ces piquages. À l'inverse, les piquages de diamètre inférieur sont rapportés par soudage, la rupture de ces piquages devant être considérée dans les études de la démonstration de sûreté.

Par courrier du 3 mars 2021, EDF a déclaré à l'ASN un événement significatif pour la sûreté en raison de l'identification d'une analyse incomplète datant de 2006 conduisant à ce que trois soudures du circuit primaire principal du réacteur EPR de Flamanville ont été réalisées en configuration dite « set-in » alors que leur diamètre d'implantation de 507 mm aurait dû conduire à retenir une configuration « set-on ». Les trois piquages concernés sont les suivants :

- aspersion normale du pressuriseur sur la branche froide n° 3 ;
- aspersion normale du pressuriseur sur la branche froide n° 2 ;
- décharge du circuit de contrôle chimique et volumétrique (RCV) sur la branche en U n° 1.



Un changement de conception permettant d'éloigner les cordons de soudures du piquage a été réalisé en cours de projet afin de permettre une meilleure inspectabilité de ces soudures lors des contrôles de suivi en service. L'élargissement consécutif du diamètre d'implantation à 507 mm n'a cependant pas conduit à reconsidérer ces soudures du point de vue du référentiel d'exclusion de rupture. Les soudures de ces trois piquages ont été réalisées en usine en 2011.

À la suite de la déclaration de cet événement significatif, EDF et Framatome ont examiné les différentes possibilités de traitement de cet écart. EDF a décidé de ne plus retenir les trois soudures « set-in » dans le périmètre du référentiel d'exclusion de rupture et d'installer un collier de maintien autour de chacune d'elle, afin de limiter les conséquences d'une rupture et le débit de fuite associé.

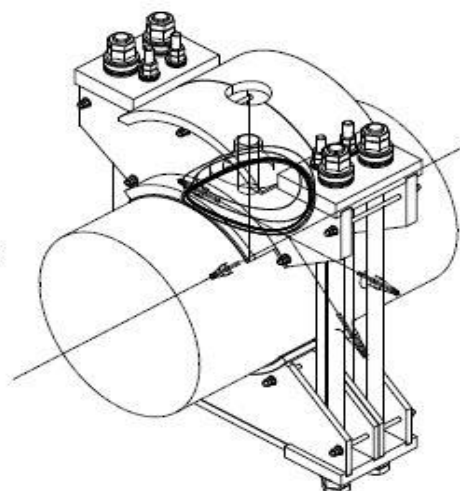


Photo et schéma du collier de maintien sur un piquage « set-in »

L'instruction menée par l'ASN avec l'appui de l'IRSN a permis de considérer comme acceptable la solution développée par EDF. Toutefois, l'ASN a demandé de renforcer les dispositions de suivi en service et de maintenance de ces colliers et des soudures associées [162].

5.1.3.9. Soupapes du pressuriseur

Le pressuriseur est équipé de trois soupapes, installées sur des lignes indépendantes les unes des autres. Elles assurent la protection du circuit primaire vis-à-vis des surpressions à chaud et des surpressions à froid. Elles permettent aussi d'effectuer la dépressurisation sûre du circuit primaire jusqu'aux conditions de connexion du système d'injection de sécurité et de refroidissement à l'arrêt en situation accidentelle.

Jouant un rôle essentiel de protection du circuit primaire contre les surpressions, ces soupapes doivent être conformes aux exigences essentielles de sécurité de l'arrêté ESPN. Les soupapes de sûreté du pressuriseur doivent en outre être capables de se refermer de manière sûre après leur ouverture afin d'éviter un accident de perte d'inventaire en eau du circuit primaire. Enfin, elles font partie des équipements inclus dans le « noyau dur » de dispositions mises en œuvre après l'accident de Fukushima.

Chaque soupape de sûreté comprend une soupape principale et deux types de pilotes ayant des rôles différents :

- deux pilotes mécaniques passifs, montés en parallèle, intervenant d'une part pour la protection du circuit primaire contre les surpressions à chaud, d'autre part avant l'atteinte des conditions d'entrée en accident

grave. Au cours du cycle de fonctionnement du réacteur, un seul pilote est opérationnel, l'autre est isolé. Le basculement d'un pilote à l'autre se fait lorsque le réacteur est en arrêt à froid ou en cas d'indisponibilité du pilote actif ;

- un pilote à deux actionneurs électriques montés en série nécessitant un ordre d'activation par le contrôle commande et intervenant pour la protection du circuit primaire contre les surpressions à froid, pour sa dépressurisation et pour l'évacuation de la puissance résiduelle du cœur en cas de brèches sur le système RIS-RA.

Les exigences fonctionnelles de la soupape portent sur ses temps d'ouverture et de fermeture, la pression d'ouverture et son hystérésis.

L'instruction menée par l'ASN, avec l'appui de l'IRSN, a porté sur la conception des soupapes compte tenu de leur rôle dans la démonstration de sûreté, mais également la conformité aux exigences essentielles de sécurité applicables à de tels équipements sous pression nucléaires. L'instruction a principalement porté sur :

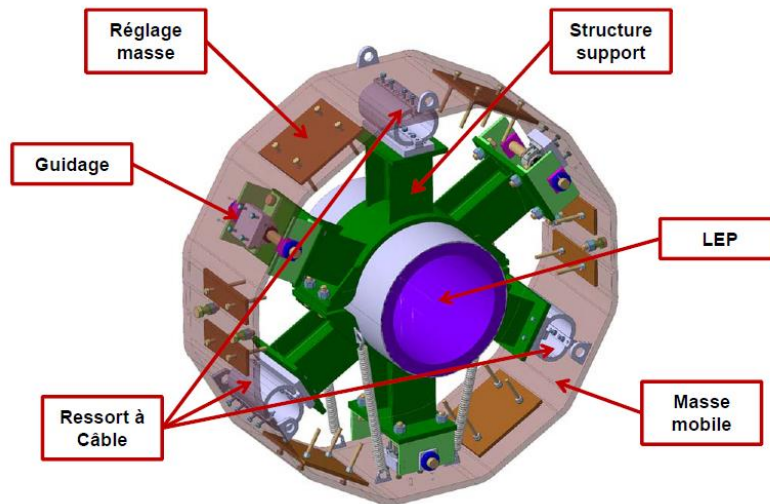
- la dérogation à l'application du critère de défaillance unique à la refermeture des soupapes. En effet, en cas de défaillance à la fermeture d'une soupape de sûreté du pressuriseur après sa sollicitation, la conception retenue par EDF ne prévoit pas de moyen permettant d'isoler le circuit primaire. L'ASN a considéré que la justification d'EDF de l'exclusion de cette défaillance, notamment sur la base d'essais de robustesse de la soupape et d'analyses réalistes complémentaires, est satisfaisante ;
- l'efficacité du bouchon d'eau formé dans la tuyauterie d'admission de chacune des soupapes qui vise notamment à éviter l'accumulation d'hydrogène gazeux dans la soupape. L'ASN a considéré [155] que l'évaluation du risque présente des conservatismes et des marges satisfaisants ;
- l'analyse du programme de qualification des soupapes et de son exhaustivité au regard des critères fonctionnels de ces dernières ;
- le risque de défaillance des soupapes. Les enseignements des essais sur site et en usine ont montré que la présence de particules de petites tailles, ou un échauffement excessif des composants du pilote mécanique peuvent être à l'origine d'un dysfonctionnement des soupapes. Afin de prévenir ce risque, EDF a ajouté un déflecteur à l'intérieur de chaque soupape. Elle a également renforcé les dispositions de préparation et de réalisation de la maintenance ainsi que le suivi en exploitation. Sur ce point, l'ASN considère que, malgré la forte sensibilité des soupapes de sûreté du pressuriseur aux non-qualités de maintenance et aux conditions d'exploitation, les dispositions prévues par EDF pour prévenir le risque de défaillance des soupapes sont globalement satisfaisantes ;
- le retour d'expérience des essais de qualification et de démarrage des premiers réacteurs EPR mis en service. En particulier, l'ASN a examiné le traitement des écarts survenus lors des essais de qualification et de démarrage ;
- la découverte d'un phénomène de corrosion sous contrainte qui a conduit EDF à changer le matériau et la conception de certains composants des soupapes. Par ailleurs, EDF s'est également engagée à inspecter l'ensemble des composants internes des soupapes de sûreté du pressuriseur lors du premier arrêt, ce que l'ASN considère satisfaisant.

L'ASN considère que les éléments fournis et la mise en œuvre des engagements qu'EDF a pris dans le cadre de cette instruction permettent de justifier la capacité des soupapes du pressuriseur à assurer leur rôle dans la démonstration de sûreté du réacteur EPR de Flamanville [161].

5.1.3.10. Vibration de la ligne d'expansion du pressuriseur (LEP)

Lors des essais fonctionnels à chaud réalisés sur des réacteurs EPR étrangers et à Flamanville, des vibrations significatives de la ligne d'expansion du pressuriseur (LEP) ont été observées.

EDF a traité cet écart, pour le réacteur EPR de Flamanville, par la mise en place d'un système d'amortisseur dynamique dit « Tuned Mass Damper » ou TMD (voir schéma ci-dessous), spécifiquement adapté à la ligne d'expansion du pressuriseur du réacteur de Flamanville.



Vue 3D du TMD

Pour toutes les tuyauteries des réacteurs nucléaires français, un critère générique de vibrations acceptables est défini à 12 mm/s RMS. Ce seuil est le seuil d'exemption reconnu du risque de fatigue vibratoire. Son dépassement ne constitue pas a priori une non-conformité, mais doit amener à approfondir l'étude du phénomène vibratoire.

Lors d'une campagne d'essais sur la LEP, EDF a procédé à des mesures de vibration. Les résultats obtenus sont les suivants :

- avec TMD bloqué (situation représentative du comportement de la LEP seule), les niveaux de vibration atteignent environ 23 mm/s RMS ;
- l'activation (déblocage et optimisation des masses) du TMD permet de ramener les niveaux de vibration en dessous de 15 mm/s RMS, pour tous les points de mesure.

Le dépassement du critère de 12 mm/s RMS a conduit le fabricant à réaliser des études complémentaires de la LEP et des équipements reliés en intégrant notamment le TMD d'une masse de 550 kg dans les calculs de résistance de la LEP. Il ressort de ces études, qui ont fait l'objet d'une expertise de l'IRSN, que :

- l'impact du TMD sur le dimensionnement des équipements (LEP, pressuriseur, branche chaude n°3) et des supports primaires est négligeable au regard des marges de conception existantes ;
- le phénomène vibratoire n'affecte que la LEP et ses soudures de raccordement. L'absence de couplage avec les modes propres des structures a été démontré ;
- le risque de fatigue vibratoire est négligeable pour la LEP, y compris au niveau de 23 mm/s RMS avec le TMD bloqué.

Au cours de l’instruction, EDF a proposé les dispositions ci-dessous consistant :

- à réaliser un suivi vibratoire en continu par quatre capteurs de vitesse de la LEP durant l’exploitation ;
- à réaliser une inspection du TMD au prochain arrêt en cas de dépassement du seuil de surveillance à 23 mm/s RMS.

L’ASN considère que les modalités de traitement de l’écart définies par EDF sont satisfaisantes [149].

5.1.3.11. Stratification thermique des piquages RCV et ASG

En fonctionnement normal, le circuit primaire est généralement isolé des autres circuits par un « isolement sûr » composé de deux organes d’isolement en série après chaque piquage.

La zone comprise entre le piquage et le second organe d’isolement peut être dans un état dit de « bras mort », c’est à dire non débitant. Cette portion de tuyauterie peut être le siège de phénomènes thermo-hydrauliques locaux complexes tels que, par exemple, l’apparition de vortex ou de stratification.

La stratification consiste en l’apparition d’un gradient de température entre les parties haute et basse d’une section de tuyauterie. Cette différence de température génère des efforts de flexion dans les tuyauteries concernées.

Tirant les enseignements du retour d’expérience des réacteurs EPR étrangers, Framatome s’est rendu compte que les phénomènes de stratification affectant les lignes ASG et RCV n’avaient pas été correctement considérés lors de la conception du point de vue des phénomènes thermo-hydrauliques locaux. Les charges subies par ces équipements ont dû être réévaluées. Les nouveaux calculs effectués ont révélé des facteurs d’usage⁴ importants pour les lignes de charge RCV ainsi que pour les lignes ASG. Le fabricant a été amené à retranscrire dans les notices de certains équipements de ces circuits une restriction de leur durée de vie.

À la demande de l’ASN, lors des essais de requalification d’ensemble, une instrumentation a été mise en place sur les tuyauteries concernées afin de confirmer les hypothèses retenues dans les études mécaniques de ces tuyauteries.

5.1.3.12. Sensibilité des tuyauteries en acier inoxydable au risque de corrosion sous contrainte

Fin 2021, à la suite de contrôles réalisés sur des réacteurs en exploitation français, des fissures de corrosion sous contrainte ont été mises en évidence sur certaines lignes d’injection de sécurité en acier austénitique inoxydable. Ce phénomène n’était pas attendu et un programme d’ampleur comprenant des contrôles et des investigations pour en préciser les facteurs influents et les enjeux en termes de sûreté a été déployé.

En 2022, l’ASN a demandé à EDF d’évaluer la situation du réacteur EPR au regard de ce risque nouveau. En réponse, EDF et Framatome ont conclu que les dispositions prises au stade de la conception, de la fabrication et du montage permettent de maîtriser les risques d’apparition de la corrosion sous contrainte par une configuration géométrique des lignes et des pratiques de montage plus favorables.

⁴ Le facteur d’usage est un coefficient représentatif de la « consommation » de la résistance à la fatigue de l’équipement. La limitation du facteur d’usage peut être obtenue en diminuant les contraintes supportées ou en réduisant le nombre de sollicitations. Un facteur d’usage supérieur à 1 n’est pas acceptable.

L'ASN a néanmoins demandé la réalisation de contrôles sur les lignes RIS avant la mise en service, en particulier sur les soudures réparées afin d'établir un état de référence pour le suivi en service des soudures les plus à risque. En cohérence avec les programmes déployés pour les autres réacteurs d'EDF, l'ASN a également demandé à EDF de procéder à une extension de ces contrôles, notamment pour les soudures réparées sur l'ensemble des circuits raccordés au circuit primaire principal.

5.1.3.13. Irrégularités

Différentes situations d'irrégularités concernant la fabrication des équipements sous pression nucléaires ont été mises en évidence au cours du projet. Elles ont justifié la conduite d'investigations portées par le fabricant et l'exploitant. L'ASN a de son côté contrôlé la robustesse de ces investigations à partir d'échanges techniques et d'inspections et en s'appuyant sur des organismes habilités. Ce contrôle a porté sur les causes, la détermination du périmètre des irrégularités, les plans d'actions mis en place, ainsi que sur les conséquences sur la conformité des équipements et la sûreté de l'installation. Les principaux cas sont présentés ci-dessous.

Irrégularités détectées dans des dossiers de fabrication de l'usine Creusot Forge

Framatome, alors Areva NP, a détecté, début 2016, plusieurs irrégularités lors de la fabrication de composants d'équipements sous pression nucléaires dans son usine de Creusot Forge. L'ASN a alors demandé à Framatome de réaliser une revue de la qualité des composants fabriqués avant 2015 dans cette usine et a réalisé des inspections. Par ailleurs, l'ASN a mandaté des organismes habilités pour réaliser des contrôles complémentaires des dossiers des composants fabriqués pour l'EPR de Flamanville.

Dans le cadre de cette revue, quatre types d'équipement destinés au réacteur EPR de Flamanville ont nécessité des expertises, des essais ou des justifications mécaniques. Cela a été en particulier le cas de la virole basse d'un des quatre générateurs de vapeur, qui a nécessité la réalisation d'un programme sacrificiel complet sur une maquette.

En complément, l'ASN a demandé à Framatome de déployer un programme d'essais destructifs sur de la matière disponible et des contrôles non destructifs sur les composants fabriqués dans cette usine.

Les conclusions des examens réalisés par les organismes habilités mandatés par l'ASN et les résultats des actions complémentaires menées par le fabricant n'ont pas mis en évidence d'écart impactant l'intégrité des composants. Ces éléments ont été intégrés dans les évaluations de conformité des équipements réalisés par l'ASN.

Irrégularités détectées chez Aubert et Duval

En décembre 2018, le groupe Eramet a publié une information faisant état d'irrégularités et de non-conformités dans le système de gestion de la qualité de sa branche « alliages », dont fait partie la société Aubert et Duval. Cette filiale fabrique des produits métallurgiques qui entrent dans la composition de matériels variés (goujonneries, pièces de pompes, équipements sous pression, etc), dont certains sont destinés à l'industrie nucléaire.

EDF et Framatome, informés par le groupe Eramet en raison des écarts potentiels concernant les équipements installés dans les centrales nucléaires françaises, ont réalisé des investigations. Les irrégularités identifiées portaient principalement sur des traitements inappropriés de certaines fiches d'anomalies internes issues du processus de fabrication et des modifications de résultats d'analyses de laboratoire.

Les écarts détectés ont fait l'objet d'un traitement spécifique. Framatome et EDF ont conclu qu'aucun des écarts relevés n'a pour conséquence de rendre un produit métallurgique fourni par Aubert et Duval inapte à son emploi prévu dans le réacteur EPR de Flamanville.

Les organismes habilités mandatés par l'ASN, chargés de l'évaluation de conformité des équipements affectés par ces écarts, n'ont pas détecté d'éléments remettant en causes les conclusions établies par le fabricant. Bien qu'acceptables en l'état, l'ASN a néanmoins demandé le remplacement d'éléments de goujonnerie affectés d'écarts sur leurs caractéristiques mécaniques.

Suspensions d'irrégularité affectant d'autres composants métalliques

Des risques d'irrégularité ont été mis en évidence chez plusieurs sous-traitants qui sont intervenus dans la fabrication d'environ 300 équipements, dont certains sont des ESP ou des ESPN ou sont classés comme importants pour la sûreté.

EDF a identifié les composants concernés et les équipements dans lesquels ils sont montés et a réalisé des analyses de sûreté afin d'étudier les conséquences de leur défaillance pour la sûreté de l'installation.

Une cinquantaine de ces équipements fait partie de la chaudière nucléaire du réacteur. Parmi ces équipements, se trouvent 28 soupapes destinées à la protection contre la surpression de différents circuits de la chaudière, dont les huit soupapes qui protègent les circuits secondaires principaux contre les surpressions. EDF s'est engagée à remplacer les corps de deux de ces soupapes à l'issue du quatrième cycle de fonctionnement du réacteur. Compte tenu de la nature des écarts les affectant et de l'importance de ces équipements dans la démonstration de sûreté, l'ASN encadre l'échéance de ce remplacement dans la décision d'autorisation de mise en service [45].

Afin de s'assurer que ces risques d'irrégularité n'ont pas d'impact sur la conformité des équipements de la chaudière à la réglementation des ESPN, et plus particulièrement aux dispositions relatives à la résistance mécanique et à leur opérabilité, Framatome a lancé une campagne d'essais approfondie accompagnée d'audits de la documentation de fabrication. Les essais comportent, selon les cas, des contrôles radiographiques, des relectures de films radiographiques ou des contrôles par ultrasons (destinés à vérifier l'absence de défauts dans les pièces), des mesures pour s'assurer de la conformité des matériaux utilisés (mesures par fluorescence X ou par spectrochimie ainsi que, le cas échéant, des essais mécaniques). Les résultats de ces essais ainsi que les enseignements tirés de l'examen de la documentation n'ont pas remis en cause le respect des exigences essentielles de sécurité et ont permis la délivrance du procès-verbal d'évaluation de la conformité de l'ensemble chaudière (cf. 5.1.2).

5.2. Maîtrise des risques d'accidents en lien avec le combustible nucléaire

5.2.1. Démarche de sûreté

La démonstration de la sûreté des réacteurs nucléaires français repose pour l'essentiel sur une approche déterministe. Ainsi, les dispositions de conception retenues par l'exploitant sont justifiées par l'étude d'une série d'accidents de dimensionnement et par l'application de règles et critères qui incluent des marges et des conservatismes. Cette approche est complétée par la réalisation d'études probabilistes de sûreté (EPS).

Les EPS sont une méthode d'évaluation des risques fondée sur une investigation systématique des scénarios accidentels. Elles permettent d'obtenir une appréciation globale du niveau de sûreté, intégrant aussi bien la fiabilité des équipements que la capacité des opérateurs à effectuer les actions (Cf paragraphe 5.5.5). À ce titre,

elles permettent d'orienter ou de conforter les choix de conception des systèmes assurant une fonction de sûreté ou une fonction support, notamment en termes de redondance et de diversification.

Pour le réacteur EPR de Flamanville, conformément aux directives techniques⁵ [52], EDF a étudié, pour les études déterministes, des séquences incidentelles ou accidentelles fondées sur des événements initiateurs uniques qu'elle a regroupées en catégories, en fonction de leur probabilité et de leur conséquence (« Plant Condition Category », PCC 1 à 4), et retenu des critères propres à chacune d'entre-elles. De plus, EDF a étudié dans le cadre des « Risk Reduction Category A » (RRC-A) des séquences incidentelles ou accidentelles fondées sur des situations de défaillances multiples avec pour objectif d'identifier les séquences qui conduisent à la fusion du combustible. Enfin, EDF a étudié les accidents de fusion du cœur (« Risk Reduction Category B », RRC-B).

L'instruction de l'ASN a porté notamment sur les sujets suivants, qui font l'objet des paragraphes ci-après :

- les agressions internes ou externes ;
- les études d'accidents relatifs au réacteur et à la piscine ;
- les conséquences radiologiques des accidents ;
- les études probabilistes de sûreté ;
- la prise en compte du retour d'expérience de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi ;
- la conception des systèmes du réacteur EPR ;
- la qualification des matériels aux conditions accidentelles.

Les caractéristiques de l'installation mentionnées au paragraphe 2.1.2 sont *de facto* prises en compte, dans les évaluations de sûreté présentées ci-après.

Élimination pratique

Cette notion a été introduite dans les directives techniques [52] pour « la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression », puis dans l'article 3.9 de l'arrêté INB [5].

Elle implique que : « *La démonstration de sûreté nucléaire doit justifier que les accidents susceptibles de conduire à des rejets importants de matières dangereuses ou à des effets dangereux hors du site avec une cinétique qui ne permettrait pas la mise en œuvre à temps des mesures nécessaires de protection des populations sont impossibles physiquement ou, si cette impossibilité physique ne peut être démontrée, que les dispositions mises en œuvre sur ou pour l'installation permettent de rendre ces accidents extrêmement improbables avec un haut degré de confiance* ».

Les directives techniques mentionnaient que « l'élimination pratique » des situations considérées peut être démontrée par des considérations déterministes ou probabilistes, en tenant compte des incertitudes dues aux connaissances limitées de certains phénomènes physiques.

Cette notion d'élimination pratique a été appliquée dès la conception du réacteur EPR. La justification de l'atteinte des objectifs s'appuie sur une approche déterministe, consistant à s'assurer de l'exhaustivité des situations couvertes, ainsi que sur un éclairage probabiliste permettant d'apprécier la robustesse et la fiabilité

⁵ Les directives techniques [52] disposent pour la démonstration de sûreté que les événements initiateurs uniques doivent être « exclus » ou « traités », c'est-à-dire que leurs conséquences sont examinées de manière déterministe. En complément aux événements initiateurs uniques, la démonstration de sûreté doit analyser les situations avec défaillances multiples.

des dispositions mises en œuvre pour prévenir la situation à « éliminer pratiquement ». Cet objectif se traduit, dans les études, par la vérification de critère ou de cibles probabilistes.

Les situations pour lesquelles s'applique la notion d'élimination pratique sont traitées dans la suite de ce rapport dans le paragraphe 5.2.6. Les modalités de déclinaison dans les spécifications techniques d'exploitation du principe d'élimination pratique sont présentées au paragraphe 6.3.4.

5.2.2. Maîtrise des risques associés aux agressions d'origine interne ou externe

5.2.2.1. Maîtrise des risques associés aux agressions d'origine interne (hors malveillance)

Les agressions internes sont des événements qui ont leur origine à l'intérieur du site nucléaire et qui sont susceptibles d'être la source de conditions défavorables au maintien des fonctions fondamentales de sûreté. Les agressions internes comprennent les agressions associées aux phénomènes suivants :

- les inondations internes ;
- les ruptures de tuyauteries à haute énergie (RTHE) ;
- les incendies ;
- les explosions internes ;
- les émissions de projectiles ;
- les collisions et chutes de charge.

EDF a défini des référentiels, qui précisent les règles et les hypothèses d'étude de chacune de ces agressions internes, puis a étudié leur impact de manière déterministe et de manière probabiliste (cf. paragraphe 5.2.8.3), conformément à la décision de l'ASN du 26 septembre 2008 [11].

La conception du réacteur EPR de Flamanville, dont les systèmes de sauvegarde comportent généralement quatre trains répartis dans quatre divisions différentes, est globalement favorable à la protection des fonctions de sûreté contre les effets des agressions internes. L'analyse des risques de mode commun en cas d'agression interne sur des équipements appartenant à des divisions différentes s'est donc focalisée sur les locaux dans lesquels transitent des câbles de divisions différentes.

Risques associés aux inondations internes et aux ruptures de tuyauterie à haute énergie (RTHE)

Les sources d'inondation d'origine interne sont étudiées sur l'ensemble de l'installation nucléaire. Dans les études, ces inondations ont pour origine :

- la rupture ou la présence d'une fissure traversante sur une tuyauterie ;
- l'aspersion par les systèmes fixes ou mobiles de protection contre l'incendie ;
- l'aspersion, y compris intempestive, par le système d'aspersion d'eau dans l'enceinte utilisé pour limiter la montée en pression dans le bâtiment du réacteur dans certaines situations accidentelles ;
- la vidange des capacités contenant un fluide (bâches, réservoirs, ...) susceptible de se déverser, y compris de la quantité de fluide apportée par les systèmes d'appoint.

Il est à noter que les études d'agression fournies par EDF excluent parfois certains modes de défaillance d'équipements (notamment la rupture ou la fuite de certaines tuyauteries véhiculant de l'eau).

Le référentiel retenu par EDF pour les études déterministes relatives aux inondations internes et aux RTHE, ainsi que sa déclinaison pour les différents bâtiments de la centrale sont globalement satisfaisants. Toutefois, des compléments ont été demandés par l'ASN à EDF concernant :

- pour les inondations internes, la démonstration de la capacité à maintenir le réacteur dans un état sûr pour les situations d'inondation générant des transitoires sur la chaudière et affectant le conditionnement de l'air en salle de commande, ainsi que la justification de la capacité à manoeuvrer les vannes RIS⁶ dans le bâtiment du réacteur pour certains scénarios d'inondation dans les bâtiments de sauvegarde ;
- pour les RTHE, la justification de la capacité à gérer les conséquences des scénarios de rupture de tuyauterie du système RIS-RA⁷ avec agression d'une autre tuyauterie RIS par la tuyauterie rompue (avec la prise en compte d'un aggravant approprié), ainsi que la réalisation d'études de sensibilité utilisant des hypothèses plus pénalisantes que celles retenues par EDF pour les effets de jet induits par les RTHE.

EDF a transmis ces éléments complémentaires qui ont été jugés satisfaisants.

Risques associés aux incendies d'origine interne aux installations

Un incendie peut endommager des éléments essentiels au maintien de la sûreté des réacteurs et est susceptible d'être initiateur d'une situation accidentelle. Des dispositions doivent donc être mises en œuvre pour protéger les parties sensibles des installations contre l'incendie. La conception du réacteur EPR de Flamanville a pris en compte les risques associés aux incendies. Conformément aux directives techniques, elle intègre des mesures de sectorisation incendie et de séparation géographique des équipements réalisant une même fonction de sûreté.

Au cours de l'instruction de la demande d'autorisation de mise en service, les demandes de l'ASN sur les risques associés à l'incendie ont porté principalement sur :

- la maîtrise de la sectorisation incendie, en particulier l'application du référentiel des exigences de sûreté de protection contre le risque d'incendie interne pour l'EPR (ETC-F [170]) et la méthode « évaluation des performances réelles des éléments de sectorisation sous incendie » (EPRESSI) développée par EDF ;
- les risques de modes communs en cas d'incendie.

Sectorisation incendie

Afin de s'assurer de la maîtrise de la sectorisation, EDF a développé la méthode EPRESSI. Cette méthode consiste à comparer, pour chaque élément de sectorisation d'un local appartenant à un volume de feu, les performances « coupe-feu » de cet élément à la « courbe de feu » du local, définie comme l'évolution enveloppe de la température dans le local résultant des scénarios étudiés dans le volume de feu.

En outre, la prescription technique [INB167-31] de la décision en référence [11] impose un degré coupe-feu de deux heures pour les secteurs de feu protégeant les fonctions de sûreté de l'installation (secteurs de feu de sûreté, SFS) ou les substances radioactives susceptibles d'être dispersées en cas d'incendie. Pour un nombre restreint d'éléments de sectorisation, EDF n'a pas été en mesure de les qualifier coupe-feu pour une durée de deux heures. Des études ont été réalisées pour démontrer la non-propagation d'un incendie en dehors des volumes de feu concernés et EDF a interdit tout entreposage de matière combustible dans les locaux dans lesquels sont situés les éléments de sectorisation en question. Ce point est jugé acceptable par l'ASN.

⁶ RIS : Système d'injection de sécurité du réacteur

⁷ RIS-RA : Système d'injection de sécurité du réacteur et de refroidissement à l'arrêt

Par ailleurs, EDF a rédigé des notes permettant d'identifier, pour les différents bâtiments, les locaux dans lesquels il est possible, lors de l'exploitation, d'entreposer des matières combustibles et les quantités maximales admissibles. L'ASN considère que cette démarche est satisfaisante.

Modes communs de câblage et enrubannage de câbles

On parle de « mode commun » quand un incendie est susceptible d'entraîner la perte de plus d'une voie de sûreté.

Lorsqu'il existe un mode commun de câblage en cas d'incendie, EDF a mis en place des enrubannages en réponse aux demandes de l'ASN. Pour certaines situations d'impossibilité technique d'enrubannage, EDF a réalisé des modifications de l'installation ou a réalisé une analyse de risque incendie ou une analyse fonctionnelle approfondie dans le but de justifier que l'absence d'enrubannage est acceptable, moyennant, le cas échéant, des mesures compensatoires ou un suivi adapté.

Pour les cas où EDF a identifié des impossibilités techniques d'enrubannages de câbles, l'ASN considère que le faible impact sur la sûreté de ces modes communs de câblage devra être conforté par une analyse probabiliste. De plus, l'ASN estime qu'EDF devra mentionner les modes communs de câblage dans les documents de conduite et identifier les dispositions de conduite permettant de gérer cette situation. Ces points feront l'objet de demandes [163], en vue de compléments postérieurs à la mise en service de l'installation.

Enfin, conformément au courrier [124], EDF devra réaliser, à l'échéance du dossier de fin de démarrage, une analyse permettant de justifier que la combustion des câbles ne disposant pas de protection qualifiée contre le feu ne remet pas en cause les études de mode commun, et ce indépendamment de la présence ou non d'une source d'ignition.

Risque d'incendie dans le bâtiment réacteur

À la suite de ses études de maîtrise du risque d'incendie dans le bâtiment réacteur, EDF a décidé la mise en place d'un enrubannage de certains câbles électriques et de manchons thermiques sur des trémies pour faire face au risque d'un feu d'huile des groupes motopompes primaires (GMPP). Toutefois, la colle présente dans ces dispositifs s'est révélée avoir un fort pouvoir colmatant, en particulier en ce qui concerne les filtres RIS lors de situations accidentelles (cf. 5.2.10.2). Pour remédier à cette situation, EDF a procédé au retrait des enrubannages assurant la protection incendie de certains câbles et au retrait ou à la modification de manchons de trémie (mise en place de manchons sans colle) ainsi qu'au retrait de la totalité de la colle résiduelle présente sur les câbles et chemins de câbles dans les zones de destruction potentiellement induites par un accident de perte de refroidissement primaire. EDF a justifié de l'acceptabilité de ce retrait sur la base d'analyses du risque d'incendie. Lorsque le risque de perte d'équipements redondants ne pouvait pas être écarté, EDF a procédé à des modifications de l'installation telles que le déplacement de coffrets électriques. De plus, pour éliminer le risque de feu d'huile au niveau GMPP, EDF a mis en place un système de rétention pour récupérer les fuites d'huile.

L'ASN considère qu'EDF a adopté des mesures satisfaisantes.

Risques associés à l'explosion interne

Pour l'îlot nucléaire, le principal risque d'explosion concerne les circuits contenant des gaz hydrogénés ainsi que les procédés dégageant du dihydrogène (charge des batteries notamment). Au cours de l'instruction de la

demande d'autorisation de mise en service, les demandes de l'ASN sur les risques d'explosion interne ont porté principalement sur :

- le risque d'explosion dans le système de traitement des effluents gazeux (TEG) ;
- le risque de fuite d'hydrogène depuis les circuits véhiculant des fluides hydrogénés.

Système de traitement des effluents gazeux (TEG)

Dans le rapport de sûreté, EDF précise que les risques d'explosion à l'intérieur des circuits transportant des gaz explosifs sont exclus, à l'exception du système de traitement des effluents gazeux (TEG). En effet, ce dernier étant par endroits en dépression, une entrée d'air peut avoir lieu, et créer une atmosphère explosive à l'intérieur du circuit.

Pour cette raison, EDF a réalisé des études pour évaluer les portions de circuit qui pourraient être le siège d'une telle explosion, les probabilités d'occurrence et les conséquences qui en découleraient. Au terme de ces différentes études, et du fait d'une modification du contrôle-commande qui vise à réduire le risque de formation d'une atmosphère explosible dans ce circuit, EDF considère que le risque est acceptable et que les conséquences d'une explosion ne remettraient pas en cause la capacité à replier le réacteur et son maintien en état sûr.

L'ASN considère ce point satisfaisant.

Locaux contenant des circuits véhiculant des fluides hydrogénés

Des circuits transportant des gaz explosifs (principalement de l'hydrogène ou des gaz hydrogénés) circulent dans des locaux (notamment dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires). EDF considère que ces locaux sont à risque d'explosion s'ils contiennent des circuits présentant des singularités démontables et si la concentration en gaz dans les locaux peut atteindre, en cas de fuite, la limite inférieure d'explosivité (LIE).

Pour les locaux dans lesquels sont présents des circuits d'hydrogène sans singularités démontables, EDF exclut le risque d'explosion.

L'ASN juge appropriée l'approche mise en place par EDF consistant à étudier les fuites de gaz explosifs au niveau des singularités démontables, dans la mesure où la probabilité de fuite y est plus importante.

Locaux des batteries

Les locaux des batteries présentent un risque de création d'une atmosphère explosive en raison du dégagement d'hydrogène lors du chargement des batteries. Pour traiter ce risque, la ventilation mise en place possède un débit d'extraction d'air spécifiquement réglé pour ne pas dépasser 25 % de la limite inférieure d'explosivité dans le local.

Afin de prévenir un éventuel risque d'explosion, EDF met en place deux détections dans chaque local : une détection de la défaillance de la ventilation et une détection d'hydrogène dans le local. L'activation d'un de ces deux systèmes de détection déclenche le basculement de la charge des batteries en mode maintien de charge, ce qui permet de réduire le débit de production d'hydrogène et déclenche une alarme qui conduit les opérateurs à enclencher une coupure manuelle de la charge des batteries.

EDF n'a pas réalisé d'évaluation des conséquences d'une explosion dans ces locaux, considérant que la cinétique de formation d'un nuage à concentration supérieure à la limite inférieure d'explosivité est

suffisamment lente pour que les actions des opérateurs permettent d'écarter ce risque. Cette considération conduit également EDF à ne pas prévoir d'asservissement permettant de déclencher un arrêt automatique de la charge des batteries.

Risques associés à l'émission de projectiles

La défaillance de certains équipements peut être à l'origine de l'émission de projectiles pouvant être agresseurs d'équipements importants pour la sûreté. EDF retient la défaillance d'équipements de haute énergie et celle des matériels tournants comme potentielles sources de projectiles.

Dans sa démarche d'étude des risques associés à l'émission de projectiles, EDF vise à protéger les matériels pouvant constituer une cible. En particulier, EDF a étudié l'impact de ces projectiles sur les équipements et les voiles des îlots nucléaire et conventionnel. EDF a également analysé les pertes de fonction de sûreté pouvant en résulter. Dans les cas où les conséquences d'un projectile ne seraient pas acceptables, EDF applique des dispositions de conception telles que la séparation géographique des cibles et des agresseurs.

L'ASN juge satisfaisante la démarche d'EDF pour la prise en compte du risque lié à l'émission de projectiles. Toutefois, l'ASN a estimé que certains tronçons du système de traitement et de refroidissement des eaux de piscine (PTR) non isolables ainsi que certaines tuyauteries du circuit vapeur principal (VVP) doivent être considérés comme pouvant être agressés par des projectiles générés par la défaillance d'équipements. EDF a fourni des justifications complémentaires portant sur les conséquences de ces agressions, que l'ASN a jugées satisfaisantes.

Risques associés à la collision et à la chute de charge

La collision d'une charge avec des équipements importants pour la sûreté ou la chute d'une charge sur de tels équipements peut occasionner des défaillances de ces équipements ou des systèmes associés. Les situations de collision et de chute de charge lors des manutentions de matériel sont donc étudiées.

EDF a transmis des études pour l'ensemble des bâtiments, en identifiant clairement les initiateurs de collision et de chute de charge, les cibles potentielles et les dispositions retenues sur le plan de la conception et de l'exploitation afin de maîtriser ces risques. Par ailleurs, EDF a transmis à l'ASN des analyses complémentaires afin de justifier l'acceptabilité de la perte de certaines fonctions de sûreté non nécessaires à l'atteinte de l'état d'arrêt sûr.

L'ASN considère que les études fournies par EDF sont globalement satisfaisantes. Les situations ci-dessous appellent des compléments d'information, qu'EDF s'est engagée à fournir.

EDF a identifié un risque de chute de charge sur une portion du circuit PTR lors de la manutention d'une vanne du circuit primaire. EDF s'est engagée à modifier les règles générales d'exploitation (RGE) afin d'interdire la manutention de cette vanne dans les états du réacteur où la chute de cette vanne présente des enjeux de sûreté, ce qui est satisfaisant. Par ailleurs, EDF s'est engagée à fournir des éléments précis sur les conséquences d'une chute de charge manutentionnée par le pont polaire dans le dossier de fin de démarrage.

EDF s'est engagée à définir, dans le dossier de fin de démarrage, un classement de sûreté pour les équipements nécessaires à la prévention de la chute d'un emballage de combustible utilisé dans la tour de manutention du bâtiment combustible et à la limitation de ses conséquences. Elle s'est par ailleurs engagée à fournir des éléments sur les caractéristiques du contrôle-commande du pont lourd du bâtiment combustible avant la première évacuation des combustibles usés, ce qui est satisfaisant.

Enfin, l'ASN souligne la nécessité de mettre à jour le référentiel documentaire au regard des modifications mises en œuvre ayant un impact sur le risque de collision et de chute de charge. Sur ce point, EDF a prévu une mise à jour du rapport de sûreté sur les éventuels impacts des modifications de l'installation à l'échéance de la remise du dossier de fin de démarrage.

5.2.2.2. Maîtrise des risques associés aux agressions externes d'origine naturelle

Les agressions externes sont des événements ayant leur origine à l'extérieur du site nucléaire. Elles sont susceptibles d'être la source de conditions défavorables au maintien des fonctions fondamentales de sûreté.

Les agressions externes d'origine naturelle comprennent les situations suivantes :

- les inondations externes ;
- les séismes ;
- les situations de grands froids ;
- les situations de grands chauds (canicules) ;
- les grands vents et les projectiles générés par grand vent (PGGV) ;
- les tornades ;
- la foudre et les interférences électromagnétiques (IEM) ;
- les agresseurs de la source froide.

La conception du réacteur EPR de Flamanville a pris en compte les agressions externes dans sa démonstration de sûreté dès les études de conception. EDF a défini des référentiels qui précisent les niveaux d'aléas, les règles et les hypothèses d'étude de chacune des agressions externes à prendre en compte dans la démonstration de sûreté, puis EDF a étudié, en appliquant ces référentiels, l'impact de ces agressions sur le réacteur de manière déterministe et de manière probabiliste (cf. 5.2.8.3) conformément à la décision de l'ASN du 26 septembre 2008 [11].

Risques associés aux inondations externes

Concernant l'inondation externe, l'ASN a estimé nécessaire qu'EDF évalue, en amont de la mise en service du réacteur, l'impact sur le réacteur des situations d'inondation définies dans le guide n° 13 [54] publié en 2013, le référentiel applicable au réacteur EPR de Flamanville étant antérieur à la publication de ce guide. Compte tenu de cette évaluation et des précisions fournies par EDF, l'ASN estime acceptables les dispositions prises pour protéger le réacteur contre l'inondation externe.

Risques associés aux séismes

Aléa sismique

Le maintien des fonctions de sûreté doit être assuré pendant et à la suite des séismes pouvant affecter le site de l'installation. La règle fondamentale de sûreté (RFS) n° 2001-01 définit la méthode de détermination des mouvements sismiques qui doivent être pris en compte pour la conception de l'installation. Suivant cette règle, EDF a défini un zonage sismotectonique⁸ et a recensé les séismes connus s'étant produits autour du site. Les séismes historiques les plus pénalisants en termes d'intensité induite sur le site sont, selon EDF, les séismes du 1^{er} avril 1853 et du 30 juillet 1926, survenus à l'ouest du Cotentin. EDF a ensuite translaté ces séismes à la verticale du site pour définir le séisme maximal historiquement vraisemblable (SMHV) et a majoré sa

⁸ Volume de la croûte terrestre homogène du point de vue de son potentiel sismogénique.

magnitude et son intensité épacentrale pour définir le séisme majoré de sécurité (SMS). Ce SMS est le même que celui défini pour le troisième réexamen périodique des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Flamanville. Par ailleurs, selon EDF, aucune donnée disponible dans la bibliographie ne permet de conclure quant à la présence d'une faille active aux alentours du site et le site n'est pas sujet à un effet de site particulier au sens de la RFS n° 2001-01.

Le spectre de dimensionnement (SDD) retenu par EDF pour la conception du réacteur EPR de Flamanville dépasse le spectre de réponse du sol sous la sollicitation du SMS pour l'ensemble des fréquences. Il est en outre supérieur ou égal au spectre de dimensionnement qui avait été prescrit par l'ASN pour la conception et la construction du réacteur [11]. Cette approche permet de disposer d'un dimensionnement des structures et matériels à un niveau de séisme supérieur à celui du SMS. L'ASN considère cette démarche satisfaisante.

Tenue des matériels en cas de séisme

En complément du dimensionnement des structures et matériels devant résister au séisme, EDF a défini une démarche dite « séisme-événement », qui vise à s'assurer que les matériels nécessaires pour amener et maintenir le réacteur dans un état sûr ou pour limiter les rejets ne seront pas agressés par un autre matériel qui n'est pas dimensionné pour résister à ce séisme. EDF a également fourni une étude des effets induits par le séisme (inondation interne et dégradation de conditions d'ambiance).

L'ASN considère satisfaisante la démarche « séisme-événement » mise en œuvre par EDF mais a relevé une lacune dans la prise en compte d'une situation d'agression d'un refroidisseur dans les bâtiments des diesels. EDF a déployé des dispositions complémentaires afin de prévenir ce risque d'agression avant la mise en service du réacteur. En outre, en ce qui concerne les effets induits par le séisme, l'ASN a relevé que des compléments doivent être apportés sur l'inondation induite dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires (BAN) et dans le bâtiment de traitement des effluents (BTE), en particulier en ce qui concerne la propagation d'eau vers d'autres bâtiments ou à l'extérieur ainsi que sur le délai d'isolement des circuits. EDF s'est engagée à transmettre ces compléments dans le dossier de fin de démarrage. L'ASN juge satisfaisantes les réponses apportées par EDF ainsi que ses engagements pris au cours de l'instruction.

Les risques associés aux situations de grands froids

Le réacteur EPR de Flamanville est dimensionné pour une température froide permanente de l'air extérieur de -15 °C (« froid de dimensionnement ») et l'installation est également en mesure de faire face à certaines conditions de température plus sévères (situation d'agression « grands froids »), ce qui est conforme à la prescription [INB167-41] de la décision du 26 septembre 2008 [11].

Les risques associés aux situations de grands chauds

Le réacteur EPR de Flamanville est dimensionné à une température de l'air de 36 °C (maximale journalière⁹) pour les bâtiments à forte inertie thermique et à une température de 42 °C (maximale instantanée) pour les autres bâtiments. La température de l'eau retenue pour le dimensionnement de la source froide est de 26 °C (maximale journalière).

Ces températures sont conformes à la prescription [INB167-40] de la décision en référence [11]. Néanmoins, en 2018, l'ASN a demandé à EDF de justifier que ces températures restent pertinentes au vu du changement climatique. EDF a répondu de manière satisfaisante et a également transmis des études thermiques permettant de justifier la capacité des équipements importants pour la sûreté à fonctionner en situation de canicule. Par ailleurs, comme pour chaque agression d'origine naturelle, EDF devra réévaluer tous les dix ans, dans le cadre

⁹ Température maximale journalière : température moyenne sur 12 heures ayant une période de retour de 100 ans

des réexamens périodiques de l'installation, le niveau d'aléa auquel doit pouvoir faire face l'installation. Cette réévaluation, fondée sur une veille climatique, intègrera donc les évolutions liées au changement climatique. Cette veille climatique sera également l'occasion de vérifier la bonne trajectoire des modèles retenus.

L'ASN relève que, pour certains équipements, le dimensionnement des systèmes de conditionnement thermique ne permet pas de respecter la température maximale retenue par EDF dans les locaux comme hypothèse lors de la conception du réacteur. EDF a justifié que le dépassement de la température maximale dans les locaux ne nuit pas à la disponibilité des équipements concernés.

Risques associés aux grands vents et aux projectiles générés par grand vent (PCGV)

La démonstration de sûreté traite les risques associés aux grands vents et la résistance des équipements importants pour la sûreté. La vitesse de référence du vent (vitesse moyenne du vent observée sur une période de 10 min à 10 m) retenue pour la conception des structures externes de génie civil est de 30 m/s. Cette valeur présente des marges par rapport à celle prescrite par l'annexe nationale de l'Eurocode 1 (qui constitue à ce jour la référence en termes de dimensionnement à l'agression grand vent). Les projectiles générés par grand vent considérés par l'exploitant (automobile, planche de bois et tôle de bardage) sont satisfaisants.

L'étude transmise par EDF conclut que l'ensemble des bâtiments de l'îlot nucléaire est dimensionné pour résister aux effets de la valeur de vent définie. Pour protéger les échappements des diesels, EDF a ajouté des casemates de protection constituées de bardage métallique. La démarche d'EDF est satisfaisante.

Risques associés aux tornades

EDF a fourni une étude montrant la robustesse de l'îlot nucléaire à un niveau de tornade EF3 sur l'échelle de Fujita améliorée¹⁰, et aux projectiles associés (bille d'acier, tube d'acier et automobile). Le niveau d'aléa ainsi que les caractéristiques physiques et les vitesses prises en compte pour les projectiles correspondent à ceux définis par l'ASN pour le noyau dur [135].

Les structures de génie civil assurent la protection des cibles situées à l'intérieur des bâtiments. EDF a justifié par ailleurs la robustesse et le maintien de la fonctionnalité des équipements nécessaires ayant une interface avec l'extérieur. L'étude d'EDF conclut ainsi que l'îlot nucléaire est robuste face au niveau de tornade considéré. Le dispositif de protection des échappements des diesels permet de protéger les équipements des projectiles engendrés par la tornade, comme pour les grands vents. La démarche d'EDF est satisfaisante.

Risques associés à la foudre et aux interférences électromagnétiques

La démarche d'EDF vise à protéger les équipements nécessaires au repli du réacteur et à son maintien dans un état sûr. EDF a défini un référentiel vis-à-vis des risques liés à la foudre et aux interférences électromagnétiques, comprenant les caractéristiques du courant de foudre.

L'ASN a formulé des demandes sur les conséquences d'un coup de foudre d'intensité supérieure à 200 kA, sur les effets indirects (champs rayonné) de la foudre, sur le cumul de la survenue de la foudre avec la défaillance d'un parafoudre et sur les procédures de vérifications des dispositions de protection contre la foudre. Les réponses à ces demandes ont été intégrées dans le rapport de sûreté. L'ASN considère que les différents éléments apportés par EDF sur les risques induits par la foudre et les interférences électromagnétiques sont globalement satisfaisants.

¹⁰ Échelle de Fujita améliorée : échelle de classement de la force des tornades selon les dommages causés.

Risques associés aux agressions de la source froide

Les agressions de la source froide comprennent les phénomènes suivants : les « plus basses eaux de sécurité » (PBES), le frasil, la prise en glace, l'ensablement ou l'envasement des ouvrages de génie civil, l'arrivée d'hydrocarbures provenant d'installations fixes ou de navire et l'arrivée massive de colmatants (AMC).

La station de pompage du réacteur EPR présente des évolutions par rapport aux ouvrages équivalents des réacteurs en fonctionnement français qui lui confèrent une meilleure protection contre les agresseurs de la source froide. À titre d'exemple, le réacteur EPR de Flamanville dispose d'une source froide diversifiée : une source froide (SEC¹¹) permet de refroidir le système de réfrigération intermédiaire de l'îlot nucléaire (comme pour les réacteurs en fonctionnement), et une seconde source froide fixe (SRU¹²) assure le refroidissement du système d'évacuation ultime de la puissance résiduelle de l'enclauement. Par ailleurs, la station de pompage de l'EPR dispose de quatre voies hydrauliques indépendantes (contre deux pour les réacteurs en fonctionnement), et est protégée contre la chute d'avion. Ceci constitue une amélioration notable au regard des risques associés aux agressions de la source froide.

En conclusion, l'ASN considère que les études déterministes relatives aux risques associés aux agressions d'origine interne ou externe présentées par EDF sont globalement satisfaisantes. Les agressions de niveau « extrême » sont traitées au paragraphe 5.2.9.

5.2.2.3. Maîtrise des risques associés aux agressions externes d'origine humaine (hors malveillance)

Les agressions externes d'origine humaine comprennent les agressions associées aux phénomènes suivants :

- chute d'avion ;
- accident dans des installations industrielles voisines (ICPE¹³ ou INB) ;
- accident sur des canalisations de matières dangereuses voisines ;
- accident de transport de marchandises dangereuses sur des voies de communication routières, ferroviaires, fluviales ou maritimes voisines.

La démarche générale d'amélioration significative de la sûreté a conduit à considérer le risque aérien dans sa totalité (à savoir militaire et commercial) indépendamment de la probabilité d'occurrence de l'événement. La protection de l'installation est assurée de manière déterministe soit par séparation géographique soit par l'existence d'un écran physique. Le réacteur EPR de Flamanville se distingue des autres réacteurs par des protections supplémentaires et une résistance renforcée en cas de chute d'avion. En effet, le bâtiment d'entreposage du combustible et une partie du bâtiment des auxiliaires de sauvegarde sont protégés par une « coque avion ». Cette coque avion permet également d'augmenter la protection du réacteur contre d'autres agressions (projectiles, explosions, incendies). Par ailleurs, pour les fonctions de sauvegarde qui ne sont pas protégées par la coque avion, les systèmes redondants ont été séparés géographiquement afin que la chute d'un avion ne puisse pas les atteindre simultanément.

EDF a étudié l'impact des agressions externes d'origine humaine sur le réacteur EPR de Flamanville de manière déterministe et de manière probabiliste conformément à la décision du 26 septembre 2008 [11]. En ce

¹¹ SEC : système d'eau brute secourue

¹² SRU : système de réfrigération ultime

¹³ ICPE : Installation classée pour la protection de l'environnement.

qui concerne la chute accidentelle d'avion, EDF conclut que les dispositions sont suffisantes et que les probabilités de dégagement inacceptable de substances radioactives à la limite du site résultant de cette agression respectent les valeurs limites définies dans la règle fondamentale de sûreté I.2.a [50].

En ce qui concerne les agressions relatives aux activités industrielles et aux transports de marchandises dangereuses, EDF conclut au caractère suffisant des dispositifs de conception prévus et montre que les probabilités d'agression des fonctions de sûreté sont résiduelles et correspondent aux objectifs de la règle fondamentale de sûreté I.2.d [51].

Ces éléments n'appellent pas de remarque de l'ASN.

5.2.2.4. Maîtrise des risques associés aux agressions d'origine interne ou externe impliquant la malveillance

L'article R. 593-18 du code de l'environnement dispose que le rapport préliminaire de sûreté présente : « 1° *Les accidents pouvant intervenir, que leur cause soit d'origine interne ou externe, y compris la nature et l'étendue des conséquences d'actes de malveillance étudiés en application du chapitre III du titre III du livre III de la première partie du code de la défense* ». L'article R. 593-30 du code de l'environnement dispose également que, en vue de la mise en service, l'exploitant adresse à l'Autorité de sûreté nucléaire : « 1° *Le rapport de sûreté, comportant la mise à jour de la version préliminaire du rapport de sûreté et les éléments permettant d'apprécier la conformité de l'installation réalisée avec les dispositions du décret d'autorisation de création et avec les prescriptions de construction définies en application de l'article L. 593-10* ».

L'article 2.4 de la décision [22] précise que « *Les actes de malveillance pris en compte sont ceux étudiés dans le cadre du chapitre III du titre III du livre III de la première partie du code de la défense. Compte tenu de l'efficacité escomptée des dispositions de protection contre les actes de malveillance mises en œuvre sur l'installation, le rapport de sûreté présente :*

- a) les événements déclencheurs qui pourraient malgré cela résulter des actes malveillants envisagés dans le cadre de l'étude prévue au 5° de l'article R. 1333-4 du code de la défense ;*
- b) les situations d'accident pouvant résulter des événements déclencheurs mentionnés au a) ci-dessus ;*
- c) l'étude des situations d'accident mentionnées au b) ci-dessus, la présentation de leurs conséquences ainsi que la justification du caractère suffisant des moyens d'intervention en situation d'urgence prévus par l'exploitant pour en limiter les conséquences. »*

EDF a fourni les informations correspondantes dans un dossier séparé. Ces éléments n'appellent pas de remarque de l'ASN.

5.2.3. Maîtrise des risques d'accidents du réacteur

La démarche de sûreté retenue par EDF lors de la conception du réacteur EPR repose notamment sur l'analyse d'événements conventionnels enveloppes des situations incidentelles et accidentelles qui peuvent être potentiellement rencontrées durant son fonctionnement. Ces événements initiateurs de transitoires, d'incidents, voire d'accidents, font l'objet d'un regroupement en plusieurs catégories (PCC) sur la base d'une estimation de leur fréquence d'occurrence et de leurs conséquences sur l'environnement. Les événements sont sélectionnés en fonction du risque potentiel généré vis-à-vis de l'accomplissement des fonctions de sûreté principales que sont :

- la maîtrise des réactions nucléaires en chaîne ;
- l'évacuation de la puissance dégagée par le combustible nucléaire ;

- le confinement des substances radioactives.

Ces fonctions permettent de protéger les personnes et l'environnement contre les rayonnements ionisants.

Conformément aux directives techniques, la démarche de sûreté étudie également les incidents et les accidents causés par des défaillances multiples. Ces études sont intégrées à la catégorie RRC (Risk Reduction Category). Cet ensemble distingue les accidents sans fusion de combustible (RRC-A) et les accidents graves, avec fusion du combustible (RRC-B).

5.2.3.1. Transitoires, incidents et accidents des catégories PCC-2 à PCC-4

Ce chapitre détaille les études de sûreté qui découlent de l'application de la démarche de sûreté (cf. paragraphe 5.2.1) et qui présentent les enjeux pour la sûreté les plus importants. Il présente auparavant des points techniques communs portant sur les règles d'études, les méthodes d'évaluation ainsi que les outils de calcul scientifique.

Règles d'études des transitoires, incidents et accidents de catégorie PCC

Le chapitre 15.0 du rapport de sûreté détaille les critères d'acceptation, les états physiques, les méthodes d'étude, les conditions initiales ou encore comment sont pris en compte les actions des opérateurs, les aggravants, la maintenance préventive ou le manque de tension externe dans les études des transitoires. Concernant les exigences et les critères à respecter lors de l'étude des transitoires, l'ASN a estimé par courrier [90] que les éléments initialement transmis par EDF devaient être complétés car, pour certains PCC, EDF ne retenait pas d'exigence, de critère ou de gradation des exigences entre les incidents et les accidents.

À la suite de ces demandes, EDF a intégré au chapitre 15.0 du rapport de sûreté les exigences et les critères de sûreté relatives aux différents phénomènes physiques limitatifs susceptibles de porter atteinte à l'intégrité des barrières de confinement (gainés des crayons de combustible, circuit primaire et enceinte de confinement), à la maîtrise des réactions nucléaires en chaîne et à l'évacuation de la puissance du réacteur. Dans ce chapitre, des compléments ont également été apportés par EDF concernant l'exigence d'absence de fusion du combustible pour les PCC-3. EDF a également apporté un complément sur la justification de l'exclusion de certaines défaillances matérielles en tant qu'aggravants, ce qui est satisfaisant.

Ainsi, le référentiel de sûreté décrit dans le rapport de sûreté n'appelle plus de remarque de l'ASN. Ce référentiel est cohérent avec les objectifs de sûreté définis pour le réacteur EPR (cf. 3.2.1).

Cumul du manque de tension externe (MDTE)

La prise en compte du cumul d'un MDTE dans les études PCC est réalisée au titre de la prise en compte conventionnelle et enveloppe des effets d'un séisme. Ce dernier est considéré comme initiateur possible de PCC, même lorsque l'initiateur étudié résulte de la défaillance d'un équipement classé au séisme. Le MDTE, survenant par perte du réseau électrique extérieur, est alors considéré comme une conséquence du séisme.

Les études avec cumul d'un MDTE sont étudiées selon des règles spécifiques : utilisation d'équipements classés au séisme, critères d'acceptation de la catégorie PCC-4, temps de chute de grappe allongé dû au séisme, temps conventionnels pour postuler le MDTE.

Les études PCC avec prise en compte du cumul d'un MDTE sont présentées dans le rapport de sûreté et ont fait l'objet d'instructions.

Pour ce qui concerne l'étude du dysfonctionnement du circuit RCV entraînant une augmentation de l'inventaire en eau du circuit primaire avec cumul d'un MDTE, l'instruction a montré qu'EDF s'appuie sur l'étude d'accident de perte des alimentations électriques externes de longue durée (PTAEE) pour démontrer que le volume d'eau du système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur nécessaire pour atteindre l'état sûr est suffisant. L'ASN a considéré que le caractère enveloppe de l'accident de PTAEE de longue durée n'était pas suffisamment démontré dans le RDS et a demandé [124] à EDF de justifier, dans le rapport de sûreté du dossier de fin de démarrage, la capacité à rejoindre l'état sûr en tenant compte des capacités de la bache du système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur.

Pour ce qui concerne les règles d'études, l'ASN a demandé à EDF, par le courrier [90], de mieux justifier l'instant retenu pour postuler le manque de tension externe (MDTE) afin d'être certain qu'il s'agit de l'instant le plus défavorable lors de la réalisation des études. EDF a produit un argumentaire convaincant.

Méthodes d'évaluation

Corrélations de flux thermique critique

La conception thermohydraulique du cœur d'un réacteur nucléaire vise principalement à se prémunir contre la crise d'ébullition¹⁴ pendant le fonctionnement normal PCC-1 et les transitoires de référence PCC-2. Pour les conditions de fonctionnement de catégories PCC-3 ou PCC-4, les règles d'études des situations accidentelles du rapport de sûreté imposent que le nombre de crayons de combustible susceptibles d'entrer en crise d'ébullition reste inférieur à 10 % du nombre total de crayons.

Le flux thermique critique en un point à la surface du crayon combustible en cuve est estimé à l'aide d'une fonction analytique établie empiriquement, dénommée « corrélation de flux thermique critique »¹⁴, permettant de calculer le flux thermique critique à partir de grandeurs thermohydrauliques locales (comme la pression ou la vitesse massique) et géométriques (comme l'espacement entre les grilles de mélange).

Les assemblages de combustible destinés au réacteur EPR de Flamanville sont différents de ceux des autres réacteurs d'EDF, par exemple en termes de longueur de la colonne fissile et d'espacement des grilles de mélange. EDF a donc choisi, pour réaliser les calculs de flux critique nécessaires aux études, d'utiliser une nouvelle corrélation de flux critique (FC2002R). La validité de cette corrélation pour l'EPR a été examinée par l'ASN avec l'appui de l'IRSN. À la suite des réponses apportées par EDF aux demandes de l'ASN et de l'avis du groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires, l'ASN considère ([78] et [105]) que l'utilisation de cette nouvelle corrélation est acceptable.

Déformation des assemblages sous irradiation

La démonstration d'EDF de la résistance des assemblages au cours de leur irradiation au risque de déformation latérale excessive s'appuie sur le retour d'expérience en réacteur et sur les évolutions apportées à la conception des assemblages.

¹⁴ Le flux thermique critique à la paroi d'un crayon de combustible dans le cœur d'un réacteur correspond au flux de chaleur entraînant, dans certaines conditions thermohydrauliques, l'apparition d'un film de vapeur continu à la surface de la gaine, détériorant l'échange de chaleur entre le combustible et le fluide caloporteur (crise d'ébullition). Cette crise d'ébullition conduit à un échauffement rapide de la paroi du crayon, pouvant entraîner des dégâts sur la gaine si le phénomène n'est pas interrompu. Le rapport entre le flux thermique critique et le flux thermique local est dénommé « rapport de flux thermique critique » (RFTC).

La prise en compte de ce phénomène, pour l'EPR de Flamanville, a fait l'objet d'une attention particulière lors de l'instruction, en raison du retour d'expérience des réacteurs de 1300 MWe et de 1450 MWe d'EDF. Des insertions incomplètes de grappes de commande ont été observées lors d'essais périodiques de mesure de temps de chute des grappes sur des réacteurs de Nogent, Chooz B et Civaux. Ces insertions incomplètes de grappes sont liées à des déformations latérales significatives des assemblages. Elles ont un impact défavorable sur la fonction de maîtrise de la réactivité.

Certains paramètres jouent probablement un rôle prépondérant dans les mécanismes de déformation des assemblages, notamment :

- le schéma de positionnement des assemblages dans le cœur ;
- le taux de combustion de décharge¹⁵ des assemblages ;
- les débits hydrauliques transverses dans le cœur ;
- la force de maintien axial des assemblages ;
- le fluage sous irradiation des tubes guides.

Afin de limiter la déformation des assemblages de combustible, EDF a fait le choix de tubes guides épaissis. Par ailleurs, le retour d'expérience du fonctionnement des premiers réacteurs EPR a conduit à apporter des éléments supplémentaires destinés à rigidifier les assemblages et à limiter leur fluage (cf. 5.2.3.4).

L'ASN considère [105] que la prise en compte pour le réacteur EPR des évolutions de conception des assemblages chargés dans les autres réacteurs en fonctionnement d'EDF, ainsi que celles qui seront introduites pour prendre en compte le retour d'expérience des premiers réacteurs EPR, apportent des garanties sur la maîtrise du risque de déformation des assemblages.

Méthodes d'études d'accident

Une méthode d'étude d'accident définit les modalités de mise en œuvre de règles d'étude, et des hypothèses d'étude, afin de garantir le conservatisme des valeurs calculées des grandeurs cibles à comparer aux critères d'acceptation. Elle nécessite ou non la mise en œuvre d'outils de calcul scientifique.

L'article 3.8 de l'arrêté [5] dispose que « *L'exploitant précise et justifie ses critères de validation des méthodes, de qualification des outils de calcul et de modélisation et d'appréciation des résultats des études réalisées pour démontrer la sûreté nucléaire* ».

Pour la démonstration de sûreté du réacteur EPR de Flamanville, EDF a défini cinq nouvelles méthodes d'études d'accident rappelées ci-dessous :

- la méthode statistique généralisée pour déterminer les seuils de surveillance et de protection relatifs au rapport de flux thermique critique (RFTC) [83] [105];
- la méthode utilisée pour l'étude de l'accident de rupture de tuyauterie vapeur¹⁶ (RTV) [100] ;
- la méthode 3D pour l'étude du retrait incontrôlé de groupes à puissance nulle (RIGZ) [98] ;
- la méthode 3D pour les études de perte de débit primaire [151] ;
- la méthode pour l'étude de l'accident d'éjection de grappe [75] [98].

¹⁵ Taux de combustion de décharge : rapport, habituellement exprimé en pourcentage, du nombre de noyaux atomiques d'un élément ou d'un ensemble d'éléments donnés qui disparaissent par combustion nucléaire au nombre de noyaux initiaux.

¹⁶ Petite ou grosse brèche survenant dans une tuyauterie de vapeur reliée à la partie secondaire d'un générateur de vapeur.

Ces méthodes ont fait l'objet d'instructions spécifiques. L'ASN considère que l'utilisation de ces méthodes d'études d'accidents est acceptable pour la réalisation de la démonstration de sûreté du réacteur EPR de Flamanville.

De plus, EDF a eu recours à une nouvelle version du code thermohydraulique utilisé par la méthode déterministe réaliste (MDR). Cette méthode est mise en œuvre pour l'analyse de nombreux accidents, par exemple les accidents de brèche primaire, de rupture de tube de générateur de vapeur, de rupture de tuyauterie d'eau alimentaire des générateurs de vapeur, aussi bien pour le réacteur EPR de Flamanville que pour les autres réacteurs d'EDF. L'ASN a pris position sur cette évolution par les courriers [85] et [105]. L'ASN juge les évolutions apportées acceptables.

Par ailleurs, EDF a adapté, au réacteur EPR, la démarche d'évaluation de la pression et de la température dans l'enceinte de confinement en cas d'accident.

L'analyse de cette démarche a porté sur l'adéquation des profils de pression et de température retenus pour la qualification des matériels et la vérification du dimensionnement de l'enceinte de confinement du réacteur EPR de Flamanville, au regard des valeurs atteintes en situation accidentelle.

Compte tenu du nombre important de paramètres influents pour chaque transitoire, EDF a proposé une liste de transitoires limitatifs. L'ASN considère que cette liste est acceptable et que les évolutions de pression et de température dans l'enceinte de confinement respectent les profils enveloppes retenus pour la qualification des matériels avec des marges suffisantes, sauf pour les scénarios considérés de RTV-2A et d'APRP-2A. Lors de ces accidents, une grande quantité de vapeur surchauffée est relâchée dans l'enceinte, ce qui peut induire un dépassement local et temporaire de la température de saturation d'eau et du profil de qualification retenu. Ce point est traité au paragraphe 5.2.10.1.

EDF a également mis en œuvre deux nouveaux outils de calcul scientifique pour la réalisation de la démonstration de sûreté du réacteur EPR de Flamanville. Ces codes ont fait l'objet d'instructions spécifiques, afin de vérifier leur qualification pour l'usage visé.

Outils de calcul scientifique

Outil de calcul scientifique CIGAL

Le logiciel CIGAL est utilisé par EDF pour calculer la cinétique de chute des grappes lors d'un arrêt automatique du réacteur. La validation de ce logiciel repose sur des essais réalisés dans une installation jugée représentative¹⁷ du réacteur EPR de Flamanville. À l'issue de l'instruction, l'ASN a considéré [97] que ce logiciel est qualifié pour estimer le temps de chute des grappes, dans des conditions représentatives du fonctionnement normal et sans déformation d'assemblage. L'ASN a également demandé des éléments complémentaires relatifs aux transitoires incidentels ou accidentels. Ces éléments ont permis de conclure que l'utilisation de ce code de calcul est acceptable.

Outil de calcul scientifique SCIENCE V2

¹⁷ Enceinte sous pression, reproduction d'un mécanisme de commande de grappe et d'un assemblage de combustible.

La chaîne de calcul de Framatome SCIENCE V2 est un ensemble d'outils de calcul utilisés pour déterminer les caractéristiques des cœurs retenues pour les études des conditions de fonctionnement de référence pour les réacteurs français, en particulier pour la définition des seuils de protection. L'instruction s'est notamment focalisée sur la validation de ce logiciel compte tenu des spécificités du réacteur EPR et de son instrumentation : collectrons (instrumentation permanente) et billes mobiles « aeroballs » (instrumentation de référence pour la réalisation des cartes de flux neutronique).

Par courrier en référence [86], l'ASN a considéré que des éléments de justification devaient être apportés en ce qui concerne l'impact du réflecteur lourd, en s'appuyant notamment sur des essais complémentaires. L'ASN a demandé à EDF d'intégrer à la base de qualification de la chaîne SCIENCE V2 les données neutroniques mesurées lors des essais et des démarrages des premiers réacteurs EPR. Le retour d'expérience du premier EPR mis en service a ainsi conduit à réaliser des ajustements dans SCIENCE V2. Ces ajustements ainsi que leurs conséquences sur la validation de cet outil de calcul scientifique ont été examinés (voir paragraphe 5.2.3.4).

Liste des transitoires, incidents et accidents des catégories PCC-2 à PCC-4

La liste complète des conditions de fonctionnement de référence (PCC) est fournie en annexe 1. Les PCC-1 correspondent au fonctionnement normal, les PCC-2 aux transitoires de référence, les PCC-3 aux incidents de référence et enfin les PCC-4 aux accidents de référence.

La première version de cette liste a été établie en tenant compte des directives techniques [52]. La liste des PCC a fait l'objet d'une instruction de l'ASN. EDF a répondu de manière satisfaisante aux demandes de l'ASN.

Études des transitoires, incidents et accidents de catégorie PCC

L'instruction initiée dans le cadre de la réunion du groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires des 30 juin et 1^{er} juillet 2016 relative aux études d'accident a principalement porté sur les études des conditions de fonctionnement de référence PCC pour lesquelles il existe :

- un enjeu de sûreté important (tel que le dimensionnement d'un système ou la faible marge par rapport à la marge au critère d'acceptation) ;
- une spécificité (étude, méthode, instrumentation ou système) propre au réacteur EPR de Flamanville.

Accidents de réactivité

Mauvais positionnement et chute de grappe(s) sans limitation¹⁸ (PCC-2)

Le transitoire de mauvais positionnement et de chute de grappe(s) peut conduire, du fait de l'action des régulations (déséquilibre entre la chaleur extraite par les générateurs de vapeur et la puissance générée par le cœur, régulation de température par les groupes) à une augmentation de puissance du cœur et à une distribution de puissance dans le cœur perturbée. Cet incident peut conduire à endommager le combustible par crise d'ébullition ou fusion à cœur de la pastille.

¹⁸ Lorsque la chute de grappe(s) est détectée, la fonction de limitation « chute de grappe » procède au verrouillage de l'extraction des grappes de contrôle et diminue la consigne de la charge turbine. L'intervention de la limitation permet, malgré la perturbation de la distribution de puissance, de conserver une marge importante par rapport aux critères de sûreté, garantissant ainsi l'intégrité de la pastille de combustible et de sa gaine. Conformément aux règles d'études des conditions de fonctionnement de référence (PCC), la limitation « chute de grappe » est supposée inopérante.

Cette étude a pour objectif de montrer le respect des exigences liées à l'intégrité du combustible. Elle a fait l'objet d'un examen particulier du fait des spécificités de l'EPR (collectrons).

L'instruction a notamment porté sur l'exhaustivité des cas étudiés de chute de grappe pour évaluer la réponse des chaînes de protection. Le caractère suffisant des vérifications effectuées dans le cadre des recharges de combustible a également été analysé. Les éléments transmis par EDF n'appellent pas de remarque de l'ASN.

Défaillance du circuit de contrôle chimique et volumétrique conduisant à une diminution de la concentration en bore (PCC-2, états A à E)

Le scénario correspond à une défaillance du circuit de contrôle chimique et volumétrique (RCV) ou du circuit d'appoint en eau et en bore (REA), entraînant l'introduction d'eau non borée dans le circuit primaire. La protection du réacteur s'appuie alors sur les chaînes de protection anti-dilution (PAD) implantées dans le système de protection du réacteur, qui conduit à l'isolement des sources de dilution. L'instruction a eu pour objectif de vérifier la définition de seuils de protection adéquats pour les cas en puissance et à l'arrêt. Les résultats de l'étude, concluant à l'absence de retour critique, n'appellent pas de remarque de l'ASN.

Retrait incontrôlé de groupes à puissance nulle (RIGZ) (PCC-2 état A)

Le transitoire de retrait de groupes peut être initié lorsque le réacteur est en arrêt à chaud ou en attente à chaud et dans les états intermédiaires entre l'attente à chaud et l'arrêt à chaud : il conduit à un apport incontrôlé de réactivité et provoque une excursion de puissance. Cet incident peut conduire à endommager le combustible par crise d'ébullition ou fusion à cœur de la pastille. La protection du cœur s'appuie principalement sur les protections « bas RFTC » et « puissance linéique élevée » pour la plupart des transitoires d'insertion de réactivité, à l'exception des plus rapides pour lesquels l'activation de la protection doit se faire dans un délai très bref, ce qui est assuré par la protection par « taux élevé d'augmentation du flux nucléaire ». Cette étude a pour objectif de montrer le respect des exigences liées à l'intégrité du combustible. Elle a fait l'objet d'un examen particulier du fait de l'application d'une nouvelle méthode.

La démonstration retenue par EDF comporte plusieurs études en fonction de l'état initial du réacteur. L'ASN a instruit, avec l'appui de l'IRSN, les différentes études correspondantes. À la suite de son examen, elle a demandé des justifications complémentaires, notamment concernant les états initiaux et la vérification de la tenue mécanique de la gaine. EDF a introduit ces éléments dans la révision du rapport de sûreté. L'ASN considère que l'étude des différents cas de RIGZ est satisfaisante.

Incident de retrait incontrôlé d'une grappe en puissance (PCC-3, état A)

Cet incident est déclenché par le retrait incontrôlé d'une grappe de contrôle, ce qui conduit à un apport de réactivité et une augmentation de la puissance. Cet incident peut conduire à endommager le combustible par crise d'ébullition ou fusion à cœur de la pastille. La protection du cœur s'appuie principalement sur les chaînes de protection relatives au RFTC et à la puissance linéique.

L'étude de cet incident a pour objectif de montrer le respect des exigences liées au combustible. Elle a fait l'objet d'un examen particulier du fait des spécificités de l'EPR (collectrons). EDF a retenu dans son étude le scénario enveloppe de l'incident de retrait incontrôlé d'une grappe de contrôle avec cumul d'un MDTE en retenant comme critères d'acceptation ceux des études PCC-4. Les éléments transmis par EDF n'appellent pas de remarque de l'ASN.

Du fait de la demande de l'ASN de définir des critères d'acceptation pour les PCC-3 différents de ceux des PCC-4, EDF réalisera, dans le cadre du premier réexamen périodique, l'étude de retrait incontrôlé d'une grappe en puissance PCC-3, c'est-à-dire sans cumul d'un MDTE, au regard de ces critères.

Éjection de grappe (PCC-4, états A et B)

L'accident d'éjection de grappe de contrôle résulte de la rupture de l'enceinte sous pression d'un mécanisme de commande de grappe et peut conduire à une brèche sur le dôme de la cuve. L'éjection de la grappe hors du cœur conduit à un apport de réactivité et provoque une excursion de puissance. Cet accident peut conduire, à court terme, à endommager le combustible par crise d'ébullition ou fusion à cœur de la pastille. Au-delà de l'effet des contre-réactions neutroniques, la protection du cœur s'appuie principalement sur les chaînes de protection « variation élevée de flux neutronique », « bas RFTC » et « puissance linéique élevée ».

L'étude de cet accident a pour objectif d'une part de montrer le respect des exigences liées au combustible à court terme, d'autre part de vérifier le non-retour en criticité après la chute des grappes.

Cette étude a fait l'objet d'un examen particulier du fait de l'application d'une nouvelle méthode et de spécificités de l'EPR (refroidissement partiel, maintien en fonctionnement du système d'alimentation normale en eau des générateurs de vapeur).

L'étude est réalisée en tenant compte des différents états du réacteur et en retenant différents niveaux de puissance initiale. Les résultats de l'analyse thermique du transitoire montrent des marges importantes par rapport aux critères à vérifier. En revanche, les résultats de l'analyse thermohydraulique montrent que le nombre de crayons entrant en crise d'ébullition est proche du critère de 10 % de crayons entrant en crise d'ébullition.

De ce fait, EDF a aussi réalisé une étude dite de « signature de la gestion de combustible », en intégrant une grande variété de plans de chargement susceptibles de couvrir la variabilité des recharges et visant à s'assurer du caractère démonstratif de l'étude générique. Par courrier en référence [105], l'ASN a considéré que cette étude permettait d'avoir une raisonnable assurance sur ce point. À la demande de l'ASN, EDF a intégré cette étude au rapport de sûreté. Ce point n'appelle plus de remarque de l'ASN.

L'étude d'éjection de grappe a aussi pour objectif la vérification du critère de non-retour en criticité après la chute des grappes. Les spécificités de l'EPR peuvent conduire à un refroidissement important du cœur et un apport de réactivité par effet modérateur. L'étude réalisée par EDF a fait l'objet du courrier de l'ASN en référence [99] qui considère qu'EDF a démontré l'absence de retour en criticité pendant le phase moyen terme de l'accident. L'ASN considère ainsi que l'étude réalisée pour le cas particulier du réacteur EPR de Flamanville est acceptable. Elle devra toutefois être complétée à l'échéance du premier réexamen périodique afin de couvrir la variabilité prévisible des plans de chargement du cœur. Dans l'attente, EDF s'est engagée à ce que les éléments de vérification soient intégrés dans le dossier de recharge atypique de la première recharge du réacteur (deuxième cycle) puis, si nécessaire, dans les dossiers de recharge suivants.

Dilution à la suite de la rupture non isolable d'un tube d'échangeur de chaleur (PCC-4, états C à E)

Le scénario considéré résulte d'une fuite non isolable par le système de protection anti-dilution (PAD) sur le circuit de réfrigération intermédiaire (RRI) au travers de tubes endommagés d'un échangeur de chaleur. Cette fuite conduit à une injection d'eau non borée dans le circuit primaire et donc à une augmentation de la réactivité du cœur.

L'étude a pour objectif la vérification du critère de non-retour en criticité. La maîtrise de la réactivité s'appuie sur une détection de la diminution de la concentration en bore du circuit primaire à partir des moyens de mesure et de surveillance (boremètre REN, mesures manuelles par le chimiste).

L'instruction a montré que, dans le cas de l'échangeur RIS-RA, l'étude déroge aux règles d'étude des PCC car la démonstration de sûreté est assurée en utilisant des systèmes classés F2 (boremètre REN), en lieu et place de systèmes classés F1A. L'acceptabilité de cette dérogation pour le premier cycle est justifiée par la valorisation des automatismes de déclenchement des pompes RRI sur bas niveau, conjointement avec la pose d'une condamnation administrative isolant l'appoint automatique aux bâches RRI. EDF a par ailleurs précisé qu'une solution pérenne permettant la détection de dilutions homogènes et répondant aux exigences du classement F1A serait mise en service lors du premier arrêt pour rechargement du réacteur par la mise en œuvre d'un boremètre RIS. Par courrier en référence [124], l'ASN a indiqué à EDF attendre, dans le dossier de modification de l'installation, la démonstration de la capacité de ce système à détecter et limiter les conséquences des accidents de dilution dans les états d'arrêt.

Chute d'un assemblage de combustible en cours de manutention (PCC-4)

Dans le rapport de sûreté, l'accident de manutention du combustible dans le bâtiment réacteur considère uniquement la chute d'un assemblage de combustible dans la piscine, lors de sa manutention entre la cuve et le tube de transfert entre le bâtiment réacteur et le bâtiment combustible. L'étude a pour objectif de vérifier que la sous-criticité est maintenue.

À la suite de son instruction, l'ASN a considéré dans son courrier en référence [105] qu'EDF devait également étudier la chute d'un assemblage dans ou sur le cœur.

À la suite de ce courrier et du courrier [124], EDF a transmis une analyse générique qui démontre, pour tout cœur normalement chargé, l'absence de risque de criticité lors de la chute d'un assemblage grappé ou non grappé sur le cœur, y compris lorsque la chute provoque la ruine de l'assemblage et la dispersion des pastilles de combustible. L'ASN a demandé [124], à l'échéance du dossier de fin de démarrage, qu'EDF intègre au rapport de sûreté les éléments de démonstration en tenant compte notamment des incertitudes de calcul. En réponse à cette demande, EDF s'est engagée à produire une étude spécifique à l'échéance du dossier de fin de démarrage.

Accidents de refroidissement

Défaillance de l'alimentation normale des générateurs de vapeur conduisant à une augmentation du débit d'alimentation (PCC-2, états A et B)

Le transitoire, caractérisé par une augmentation du débit d'alimentation en eau des générateurs de vapeur, conduit à une augmentation de la capacité d'extraction de chaleur par le secondaire. Le circuit primaire se refroidit et, en conséquence, la réactivité du cœur augmente. Ce transitoire peut donc conduire :

- lorsque le réacteur est initialement en puissance, à endommager le combustible par crise d'ébullition ou fusion à cœur de la pastille ;
- lorsque le réacteur est initialement à puissance nulle, à atteindre la criticité.

La protection du cœur s'appuie principalement sur les chaînes de protection « haut niveau dans un GV », « bas RFTC » et « puissance linéique élevée ». L'étude de cet incident a pour objet de montrer le respect des exigences liées au combustible ou l'absence de passage aux conditions critiques.

Pour les transitoires initiés à puissance nulle, l'ASN a noté que la marge à la criticité dépend de phénomènes antagonistes, dépendants des hypothèses de modélisation. L'ASN a donc demandé à EDF, par courrier en référence [105] de justifier le caractère pénalisant des hypothèses retenues sur le débit en eau du système d'alimentation normale des générateurs de vapeur et le choix de la boucle affectée. EDF a réalisé deux études de sensibilité complémentaires qui permettent de justifier le caractère pénalisant des hypothèses prises sur le sur-débit du système ARE et sur le choix de la boucle associée au GV affecté. Ces éléments complémentaires apportés par EDF ont été jugés satisfaisants.

Augmentation excessive du débit de vapeur (PCC-2, état A)

Certaines défaillances peuvent conduire à une augmentation du débit de vapeur, qui génère un refroidissement du circuit primaire et, en conséquence, une augmentation de la réactivité du cœur. Ce transitoire peut donc conduire :

- lorsque le réacteur est initialement en puissance, à endommager le combustible par crise d'ébullition ou fusion à cœur de la pastille ;
- lorsque le réacteur est initialement à puissance nulle, à atteindre la criticité.

La protection du cœur s'appuie principalement sur les chaînes de protection « baisse rapide pression secondaire », « bas RFTC » et « puissance linéique élevée ». L'étude de cet incident a pour objet, selon l'état initial, de montrer le respect des exigences liées au combustible ou l'absence de passage aux conditions critiques.

Cette étude a fait l'objet d'un examen particulier du fait des spécificités de l'EPR (refroidissement partiel). Elle conclut au respect de l'ensemble des critères et n'appelle pas de remarque de l'ASN.

Ouverture intempestive d'une vanne de contournement à l'atmosphère ou d'une soupape d'un générateur de vapeur (PCC-3, état A)

Ces incidents, classés en catégorie PCC-3, conduisent à un refroidissement du circuit primaire, à l'augmentation de la réactivité par effet modérateur et provoque une excursion de puissance. Ce transitoire peut donc conduire à endommager le combustible par crise d'ébullition ou fusion à cœur de la pastille. La protection du cœur s'appuie principalement sur les chaînes de protection « bas niveau GV » et « basse pression pressuriseur ».

L'étude de cet incident a pour objet de montrer le respect des exigences liées au combustible.

Cette étude a fait l'objet d'un examen particulier du fait de l'application d'une nouvelle méthode (MTC 3D). L'étude réalisée par EDF conclut au respect de l'ensemble des critères et n'appelle pas de remarque de l'ASN.

Rupture de tuyauterie vapeur (PCC-4, états A et B)

Cet accident est caractérisé par une augmentation du débit de vapeur extrait des générateurs de vapeur, ce qui provoque une diminution de la température et de la pression du circuit primaire, et donc une augmentation de la réactivité du cœur par effet modérateur. Cet accident peut conduire à endommager le combustible par crise d'ébullition ou fusion à cœur de la pastille.

La protection du cœur s'appuie principalement sur les chaînes de « baisse rapide de pression GV », « basse pression GV secondaire », « bas RFTC », « puissance thermique élevée », « puissance linéique élevée », « basse pression pressuriseur » et « haute pression enceinte ».

Cette étude a fait l'objet d'un examen particulier du fait de l'application d'une nouvelle méthode (MTC 3D).

EDF a considéré un spectre de tailles de brèche afin de déterminer la taille pénalisante. Malgré la démarche d'exclusion de rupture appliquée aux tuyauteries secondaires, les brèches considérées vont jusqu'à la taille de brèche doublement débattue en aval des vannes d'isolement vapeur (VIV). Cette approche permet de couvrir tous les types de brèches à l'intérieur de l'enceinte.

Les études réalisées pour les scénarios de rupture de tuyauterie vapeur à puissance nulle regroupent les cas initiés à puissance nulle et les cas en puissance pour les phases suivant l'arrêt automatique du réacteur. Pour la phase de court terme, ces études utilisent la nouvelle méthode et n'appellent pas de remarque de l'ASN. La phase de moyen-terme du transitoire à puissance nulle avec arrêt des pompes primaires a par contre conduit à des réserves. Pour y répondre, EDF a produit une étude de sensibilité avec des hypothèses plus pénalisantes, qui démontre le maintien de l'intégrité de la gaine des crayons combustibles dans cette phase du transitoire. Cette étude de sensibilité a été jugée satisfaisante par l'ASN qui a demandé à ce qu'elle soit intégrée au rapport de sûreté du réacteur à l'échéance du dossier de fin de démarrage [124].

Pour les brèches secondaires situées à l'intérieur de l'enceinte initiées en puissance, l'instruction a montré que la démonstration apportée par EDF s'appuie notamment sur le signal de protection « bas RFTC ». Ce signal intègre les données de nombreuses mesures, dont le débit primaire calculé à partir de la mesure de la vitesse de rotation des pompes primaires. Or, le capteur de vitesse des pompes primaires n'était pas qualifié dans les conditions d'ambiance. L'ASN a demandé, par courrier en référence [105], à ce que la gestion de ce transitoire s'appuie sur un signal dûment qualifié dès la mise en service. EDF a donc depuis qualifié le capteur aux conditions correspondantes. Ce point n'appelle plus de remarque de l'ASN.

EDF a précisé qu'en situation de rupture de tuyauterie vapeur, conduisant à une crise d'ébullition avant l'arrêt automatique du réacteur, la faible durée de cette crise d'ébullition permet de garantir l'intégrité du combustible. Or, du fait du transitoire de refroidissement, un risque de retour en puissance après l'arrêt automatique du réacteur ne peut être écarté, ce qui induirait une nouvelle sollicitation thermomécanique des crayons. Par courrier en référence [105], l'ASN a rappelé que cette position est différente de celle utilisée pour les réacteurs en fonctionnement et a demandé à EDF de présenter une démarche visant à démontrer l'absence d'endommagement de crayons entrant en crise d'ébullition concomitante à l'arrêt automatique du réacteur, au regard du risque de retour en puissance ultérieur. Les éléments transmis par EDF sur l'absence d'endommagement des crayons après l'entrée en crise d'ébullition au moment de l'arrêt automatique du réacteur lors de transitoires de RTV ont été considérés acceptables par l'ASN. Toutefois, la validation des modèles utilisés et le caractère suffisant des transitoires thermohydrauliques modélisés devront être consolidés. Ces points font l'objet de demandes de l'ASN [163].

Accidents d'échauffement

Perte de l'eau alimentaire normale des générateurs de vapeur (PCC-2)

Ce transitoire correspond à la perte de l'eau alimentaire normale, alors que le réacteur est dans le domaine de fonctionnement défini par l'état A (de l'arrêt à chaud au fonctionnement en pleine puissance).

Le transitoire conduit à une baisse du niveau d'eau dans les générateurs de vapeur, à une réduction de la capacité d'échange et ainsi à un échauffement du circuit primaire. La protection du cœur s'appuie principalement sur les chaînes de protection « bas niveau dans un GV », « haute pression pressuriseur » et « bas RFTC ».

L'étude de cet incident porte, à court terme, sur les risques de crise d'ébullition et de puissance linéique élevée, à moyen terme (jusqu'à l'état contrôlé), sur le risque de perte d'intégrité du réservoir de décharge du pressuriseur (RDP), et à long terme (de l'état contrôlé à l'état d'arrêt sûr), sur la consommation d'eau du système d'alimentation de secours des générateurs de secours (ASG) en regard des réserves disponibles.

L'instruction de l'ASN a mis en évidence que l'étude prend en compte la régulation de la pression primaire qui n'est pas classée F1, ce qui a pour effet de minimiser la pression et donc de minimiser la décharge d'eau dans le réservoir de décharge du pressuriseur. L'ASN a donc demandé à EDF, par courrier [105], de justifier la tenue de ce réservoir sans tenir compte de la régulation de la pression du pressuriseur. À la suite des éléments apportés par EDF, ce point n'appelle plus de remarque de l'ASN. L'étude permettant d'évaluer le volume utile nécessaire dans les bâches ASG afin d'assurer le passage en état de repli jusqu'à la connexion du RIS-RA en mode RA n'appelle pas non plus de remarque de l'ASN.

Fermeture intempestive d'une ou de toutes les vannes d'isolement vapeur (PCC-3, état A)

Cet incident est caractérisé par une diminution (voire une annulation) de l'évacuation de la puissance par le secondaire. Dans le cas de la fermeture intempestive d'une vanne d'isolement vapeur, la diminution de l'évacuation de la puissance conduit à l'échauffement de la boucle associée et au refroidissement des autres boucles du fait d'un rééquilibrage de charge entre les générateurs de vapeur. Dans le cas de la fermeture des quatre vannes, la pression et la température primaires augmentent.

La protection du cœur s'appuie principalement sur la chaîne de protection « haute pression GV ». L'étude de cet incident a pour objet de montrer d'une part le respect des exigences liées au combustible, d'autre part l'absence de rupture des disques du RDP.

Cette étude a fait l'objet d'un examen particulier du fait des spécificités de l'EPR (signal haute pression GV spécifique). L'étude réalisée par EDF conclut au respect de l'ensemble des critères et n'appelle pas de remarque de l'ASN.

Rupture de tuyauterie d'eau alimentaire (PCC-4, états A et B)

Cet accident se caractérise par une diminution de la capacité d'échanges des générateurs de vapeur, ce qui entraîne un échauffement du circuit primaire.

La protection du cœur s'appuie principalement sur les chaînes de protection « chute de pression GV élevée » ou « bas niveau GV ». L'étude de cet accident a pour objet de montrer d'une part, à court terme, le respect des exigences liées au combustible et d'autre part, à plus long terme, le respect des exigences liées au maintien sous-critique du réacteur et à l'évacuation de la puissance résiduelle par les générateurs de vapeur et leur système d'alimentation de secours (ASG).

Cette étude a fait l'objet d'un examen particulier du fait de l'évolution de l'outil de modélisation des phénomènes thermo-hydrauliques utilisé pour l'études du réacteur EPR. L'étude présentée par EDF montre des marges importantes et n'appelle pas de remarque de l'ASN.

Accidents de diminution du débit primaire

Les scénarios considérés sont les suivants :

- perte totale de l'alimentation électrique externe de courte durée (inférieure à deux heures) (PCC-2, états A, C à E) ;
- perte d'une pompe primaire sans arrêt automatique partiel (PCC-2) ;
- réduction forcée du débit primaire sur les quatre boucles (PCC-3) ;
- défaillance d'une pompe primaire, rotor bloqué ou rupture de l'arbre (PCC-4) ;
- perte des alimentations électriques externes de durée supérieure à deux heures (PCC-3, état A).

La réduction de débit primaire peut conduire à un échauffement du circuit primaire. La protection du cœur s'appuie principalement sur les chaînes de protection « basse vitesse GMPP » ou « très bas débit boucle ». L'étude de ces scénarios a pour objet de montrer le respect des exigences liées au combustible.

Ces études ont fait l'objet d'un examen particulier du fait de l'application d'une nouvelle méthode. Ces études qui concluent au respect des critères et à la capacité d'atteinte de l'état sûr n'appellent pas de remarque de l'ASN.

Accidents de pressurisation ou de dépressurisation (état A)

Les études relatives aux accidents de pressurisation ou de dépressurisation correspondent aux situations d'aspersion intempestive du pressuriseur (PCC-2), de réchauffement intempestif du pressuriseur (PCC-2) et d'ouverture intempestive d'une soupape du pressuriseur (PCC-3).

La protection du cœur s'appuie principalement sur les chaînes de protection « basse pression pressuriseur » ou « bas RFTC ». Ces études ont pour objectif de montrer le respect des exigences liées au combustible ou l'absence de rupture des disques du RDP.

Ces études ont fait l'objet d'un examen particulier du fait notamment des spécificités du pressuriseur du réacteur EPR. Compte tenu des éléments apportés par EDF au cours de l'instruction, ces études n'appellent pas de remarque de l'ASN.

Accidents de diminution ou d'augmentation de l'inventaire en eau du circuit primaire

Dysfonctionnement du circuit RCV entraînant une augmentation de l'inventaire en eau du circuit primaire (PCC-2, état A)

Ce transitoire conduit à une augmentation du niveau dans le pressuriseur et à une augmentation de la pression primaire, limitée par l'aspersion normale.

La protection du cœur s'appuie principalement sur les chaînes de protection « haut niveau pressuriseur ». Cette étude a pour objet de montrer le respect de l'intégrité du combustible et l'absence de rupture des disques du RDP.

Cette étude a fait l'objet d'un examen particulier du fait notamment des spécificités du pressuriseur du réacteur EPR. L'étude conclut au respect des critères et n'appelle pas de remarque de l'ASN.

Rupture de tubes de générateur de vapeur (état A) (PCC-3 et PCC-4)

Les accidents étudiés sont les suivants :

- la rupture complète d'un tube de générateur de vapeur (RTGV 2A), accident classé en catégorie PCC-3 ;
- la rupture complète de deux tubes de générateur de vapeur (RTGV 4A), accident classé en catégorie PCC-4.

Une rupture de tube de générateur de vapeur peut conduire à une contamination de l'eau du générateur de vapeur par la fuite de fluide primaire et une décharge d'activité dans l'atmosphère par les vannes de décharge.

Ces études ont pour objectif de s'assurer qu'aucun débordement du GV ne se produit afin d'éviter des rejets liquides et d'évaluer la quantité de vapeur rejetée par le GV affecté. L'objectif de conception du réacteur EPR d'absence de rejet liquide en cas de RTGV constitue une avancée notable par rapport aux autres réacteurs d'EDF et permet une réduction importante des rejets radioactifs du réacteur EPR en cas d'accident. A ce titre, ces études vérifient que les soupapes de sûreté secondaires ne sont pas sollicitées. Par ailleurs, il est vérifié la capacité à atteindre l'état sûr, caractérisé par les conditions de connexion au système RIS-RA.

Ces études ont fait l'objet d'un examen particulier du fait des spécificités de l'EPR (refroidissement automatique) et ont été réalisées avec la méthode MDR.

Par ailleurs, les études visant à montrer la capacité d'atteinte de l'état sûr traitent du phénomène de rétro-vidange de l'eau secondaire depuis le GV affecté vers le circuit primaire vis-à-vis du risque de criticité. L'ASN a noté, par courrier en référence [105], que l'étude conduit à une marge à la criticité très faible, ce qui a conduit EDF à réaliser une nouvelle étude montrant que les opérations de conduite permettent d'injecter un volume de bore suffisant pour assurer la sous-criticité du cœur.

Compte tenu des éléments apportés par EDF, ces études n'appellent pas de remarque de l'ASN.

Accidents de perte de réfrigérant primaire – brèches intermédiaires et grosses brèches (PCC-4)

Cette étude couvre les brèches primaires d'une section supérieure à 20 cm² jusqu'à la rupture guillotine de la plus grosse tuyauterie connectée au circuit primaire, à savoir la ligne d'expansion du pressuriseur pour la branche chaude et la ligne du circuit d'injection de sécurité pour la branche froide. En effet, compte tenu de l'application du référentiel d'exclusion de rupture, la rupture d'une tuyauterie primaire doublement débattue n'est plus étudiée au titre des catégories PCC. Toutefois, les directives techniques indiquent « *le débit massique équivalent à une rupture doublement débattue d'une tuyauterie primaire principale doit être retenu pour la conception de la fonction de refroidissement de secours du cœur (en utilisant des hypothèses et des modèles réalistes et des critères appropriés, à proposer par le concepteur) et de l'enveloppe sous pression du bâtiment de confinement, de manière à obtenir des marges de sûreté pour le refroidissement du cœur en vue d'éviter la fusion du cœur et pour la fonction de confinement* ». A ce titre, l'étude de la brèche doublement débattue est analysée en tant qu'étude justificative particulière, avec des hypothèses réalistes.

Des critères spécifiques sont définis pour l'accident de perte de réfrigérant primaire (APRP) de quatrième catégorie :

- la structure du cœur ne doit pas être détériorée au point d'empêcher son refroidissement ;
- l'intégrité de l'enceinte doit être maintenue ;
- le refroidissement du cœur, y compris à long terme, doit être assuré en garantissant l'absence de cristallisation du bore et en tenant compte du phénomène de dilution hétérogène.

À ce titre, des critères techniques d'acceptation sont vérifiés :

- la température maximale de gaine doit rester inférieure à 1200 °C ;
- l'oxydation maximale locale de la gaine doit rester inférieure à 17 % de l'épaisseur de gaine.

Ces études ont aussi pour objectif de vérifier :

- le critère de découplage retenu dans les études de conséquences radiologiques, à savoir 10 % de crayons rompus ;
- l'absence de retour en criticité pendant la phase de refroidissement par le secondaire en conduite post-accidentelle (phénomène de dilution hétérogène inhérente en APRP).

Ces études ont fait l'objet d'un examen particulier du fait des spécificités de l'EPR (exclusion de rupture, utilisation de nouvelles méthodes). Lors de l'instruction, l'ASN a rappelé à EDF que deux modes de ruptures potentielles des crayons sont à considérer :

- à cause de l'entrée en crise d'ébullition du fait de la dépressurisation rapide du circuit primaire alors que la puissance du réacteur est encore élevée (phase accidentelle à court terme) ;
- à cause du ballonnement et de l'éclatement des gaines consécutifs au découvrement du cœur et au différentiel de pression entre l'intérieur de la gaine et le circuit primaire dépressurisé (phase accidentelle à moyen terme).

L'ASN a noté que la démonstration d'EDF ne porte que sur la phase de moyen terme, pour évaluer le nombre de crayons rompus. Conformément à sa position exprimée pour les études de RTV, EDF a considéré, en s'appuyant notamment sur des essais de dépressurisation rapide, que la durée limitée de la crise d'ébullition n'est pas de nature à remettre en cause l'intégrité de la gaine. L'instruction a cependant montré que ces essais ne sont pas directement transposables aux situations de brèche intermédiaire du circuit primaire, pour lesquelles la dépressurisation est plus lente. En effet, la cinétique de dépressurisation dépend de la taille et de la localisation de la brèche. L'ASN a donc demandé à EDF, par courrier en référence [105], d'évaluer le comportement des crayons entrant en crise d'ébullition et de démontrer que le taux de rupture de gaine reste inférieur à 10 %. Ce point a été justifié par EDF de manière commune avec les situations de RTV (voir conclusion dans le paragraphe relatif à l'étude des RTV).

Les études d'APRP et les études de baisse du niveau primaire n'appellent plus de remarque de l'ASN pour la mise en service.

Concernant les masses et énergies rejetées dans l'enceinte, l'analyse montre le respect des profils de qualification des matériels ou de dimensionnement de l'enceinte et le respect de la température maximale

admissible dans l'IRWST. L'ASN n'a pas de remarque sur la démonstration apportée par EDF, conforme aux directives techniques [52].

Ouverture puis non-refermeture d'une soupape du pressuriseur lors des transitoires PCC (PCC-3)

L'incident d'une ouverture intempestive d'une des soupapes du pressuriseur sans refermeture alors que le réacteur est dans les conditions de fonctionnement de l'état A est classé en catégorie PCC-3. Le transitoire induit une baisse de pression du circuit primaire alors que la puissance est maintenue stable par l'effet des contre réactions et des mouvements de grappe de contrôle. Il existe donc un risque d'atteindre la crise d'ébullition. Les études menées par EDF conduisent à montrer que l'ensemble des critères techniques d'acceptation relatifs aux dommages sur les assemblages de combustible est respecté.

5.2.3.2. Accidents de catégorie RRC-A (hors piscine de désactivation)

Démarche retenue

Les conditions de fonctionnement de type RRC-A correspondent à une situation accidentelle non couverte par les situations de type PCC, ce qui suppose l'occurrence de défaillances multiples pouvant induire sans disposition de réduction des risques, à un risque de :

- fusion du cœur dans le bâtiment réacteur ;
- fusion du combustible entreposé ou en cours de manutention dans le bâtiment du combustible (les accidents de catégorie RRC-A relatifs à la piscine d'entreposage du combustible sont traités au paragraphe 5.2.4.2.) ;
- rejets supérieurs à ceux des conditions de fonctionnement de type PCC-4 associés aux situations accidentelles sans fusion du cœur avec bipasse du confinement.

Les critères d'acceptabilité retenus sont ceux des conditions de fonctionnement de référence PCC 4, c'est-à-dire que les conséquences de ces accidents ne doivent nécessiter aucune mesure de protection des populations au voisinage de l'installation. Aucun aggravant n'est retenu pour l'étude de ces conditions de fonctionnement RRC-A.

L'objectif est de vérifier l'atteinte d'un état final défini comme suit : cœur sous-critique, puissance résiduelle évacuée par des systèmes primaire ou secondaire et rejets radioactifs ne nécessitant aucune mesure de protection des populations au voisinage du site. La démarche mise en œuvre permet l'identification de dispositions de réduction des risques, dites dispositions RRC-A.

L'ASN a considéré dans son courrier [84] que la démarche d'EDF est acceptable, moyennant des justifications complémentaires sur les séquences non retenues ainsi que l'identification des dispositions RRC-A dont le succès n'est garanti que si l'opérateur agit avant 30 minutes. Dans son courrier [105], l'ASN a demandé à EDF, de détailler dans le rapport de sûreté la déclinaison de cette démarche en précisant la liste des séquences fonctionnelles et les justifications du caractère enveloppe des études des conditions de fonctionnement RRC-A. Compte tenu du caractère complémentaire de ces éléments, l'ASN a demandé leur transmission dans le dossier de fin de démarrage.

Études des conditions de fonctionnement RRC-A

Les études des conditions de fonctionnement de type RRC-A et les dispositions complémentaires associées ont fait l'objet d'une instruction dans le cadre de la réunion du groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires des 30 juin et 1^{er} juillet 2016. La stratégie d'instruction a consisté à se focaliser sur les situations les plus sensibles, à savoir celles qui présentent :

- une marge faible par rapport aux critères d'acceptabilité ;
- au moins une disposition RRC-A consistant en une action manuelle ;
- une probabilité de fusion du cœur supérieure à 10^{-6} par année réacteur sans valoriser la disposition de réduction de risque RRC-A.

Ainsi, les principales études ayant fait l'objet d'une instruction concernent les situations suivantes :

- cumul de transitoires accidentels avec blocage des grappes ou défaillance du système d'arrêt automatique du réacteur ;
- situations de perte totale de la source froide, pouvant conduire à une brèche primaire au niveau des joints des pompes primaires, du fait de la perte du refroidissement de ces joints ;
- situations de perte totale de l'alimentation en eau des GV (cumul de la perte des systèmes d'alimentation normale, de secours et de démarrage¹⁹) ;
- situations de perte totale des alimentations électriques ;
- situation de rupture de tuyauterie de GV cumulée à la défaillance de l'isolement du GV affecté.

Par courrier en référence [105], l'ASN a estimé que les études présentées par EDF permettent d'atteindre un état final dans lequel toutes les fonctions de sûreté sont respectées. L'ASN a rappelé que la mise à jour des évaluations probabilistes de sûreté (EPS) prévue à l'échéance du dossier de fin de démarrage est susceptible de conduire à une modification de la liste des dispositions de réduction des risques et des études associées. Enfin, les engagements et compléments envoyés par EDF à la suite de la réunion du groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires n'ont pas fait l'objet de remarque de l'ASN [124].

5.2.3.3. Autres études d'accidents

Certaines études d'accident sont exclues des conditions de fonctionnement de référence PCC. Toutefois, EDF les étudie au titre de la robustesse de la démonstration de sûreté. Ces études sont généralement réalisées en tenant compte d'hypothèses réalistes, non pénalisées et sans aggravant. Le rapport de sûreté du réacteur EPR de Flamanville retient les quatre études spécifiques suivantes.

Accident de brèche primaire guillotine doublement débattue (APRP 2A)

Cet accident n'est pas considéré dans les études PCC car EDF applique une démarche d'exclusion de rupture sur les tuyauteries primaires. Cet accident est néanmoins étudié avec des hypothèses réalistes pour déterminer le nombre de crayons rompus et vérifier que les conséquences radiologiques de cet accident respectent les critères de conséquences radiologiques définis pour les PCC-4. Par courrier en référence [105], l'ASN a indiqué ne pas avoir de remarque sur cette étude.

Accident de vidange simultanée de deux générateurs de vapeur à la suite d'un accident de chute d'avion

Il est postulé que la chute d'un avion peut conduire à la vidange simultanée de deux générateurs de vapeur, compte tenu que les tuyauteries vapeur principales sont implantées par paire. L'étude vise à démontrer le

¹⁹ Système AAD : circuit d'eau alimentaire de démarrage et d'arrêt.

respect des critères de sûreté associés aux études PCC-4, en particulier la sous-criticité après l'arrêt automatique du réacteur et l'atteinte d'un état sûr. L'étude n'appelle pas de remarque de l'ASN.

Accident de rupture doublement débattue d'une tuyauterie vapeur principale (RTV 2A)

De même que pour la brèche primaire doublement débattue, cette situation n'est pas étudiée du fait de l'application d'une démarche d'exclusion de rupture sur les tuyauteries secondaires. Conformément aux directives techniques [52], EDF a cependant étudié deux situations distinctes :

- une RTV 2A à l'intérieur du bâtiment réacteur pour couvrir tous les types de brèches à l'intérieur de l'enceinte conduisant à un refroidissement du circuit primaire et vérifier la conception de l'enceinte de confinement, la qualification des équipements et la tenue des supports des GV ;
- une RTV 2A à l'extérieur du bâtiment réacteur pour vérifier l'intégrité de la ligne vapeur principale et de la pénétration dans le bâtiment réacteur et l'intégrité de la première barrière (cette étude est couverte par l'étude d'accident de vidange simultanée de deux générateurs de vapeur).

Ces études n'appellent pas de remarque de l'ASN.

Interaction pastille – gaine (IPG)

Ce phénomène provient essentiellement d'une dilatation différentielle entre la pastille de combustible et la gaine, dilatation pouvant conduire à la rupture de la gaine. Il est étudié uniquement dans les conditions de fonctionnement PCC-2 pour lesquelles l'intégrité de la gaine doit être démontrée.

Le risque d'IPG a été pris en compte dès la conception du réacteur EPR, conformément aux recommandations des directives techniques [52]. La recherche et le développement relatif au combustible n'a pas permis de disposer d'un combustible capable de prévenir le risque d'interaction pastille-gaine. EDF a donc étudié le phénomène d'interaction pastille-gaine et a fixé des seuils spécifiques, en particulier pour les transitoires de catégorie PCC-2.

Si les études fournies par EDF n'ont pas appelé de remarque particulière de l'ASN, l'ASN a cependant souligné, par courrier en référence [105], que la mise en œuvre de recharges de combustible particulières (recharges « variables »), du fait d'aléas d'exploitation, n'est pas explicitement couverte par les études transmises. À ce titre, l'ASN a rappelé qu'EDF a mis en œuvre pour ses autres réacteurs une démarche simplifiée, permettant de justifier ces campagnes « variables ». L'application de cette démarche a notamment montré que certaines recharges de combustible pouvaient réduire les marges par rapport au phénomène d'IPG et conduire à imposer des restrictions d'exploitation. Compte tenu de la faible variation prévisionnelle des premiers rechargements, EDF a indiqué ne pas envisager la déclinaison de cette démarche à court terme pour le réacteur EPR, sans toutefois l'exclure. L'ASN a ainsi rappelé que la mise en œuvre de recharges de combustible non couvertes par les études portant sur le risque d'IPG pour le réacteur EPR, par exemple des recharges contenant un nombre d'assemblages neufs inférieur à celui pris en compte dans les études, devra conduire à la mise en place de restrictions d'exploitation, en l'absence de justifications *ad hoc*.

Les études d'interactions pastille-gaine disposent de règles particulières, détaillées dans le rapport de sûreté en tant qu'études spécifiques. L'ASN a demandé à EDF dans le courrier en référence [90] de prendre en compte le risque d'interactions pastille-gaine et les études correspondantes dans le chapitre relatif aux études des conditions de fonctionnement de référence à l'échéance du dossier de fin de démarrage.

5.2.3.4. Retour d'expérience des premiers EPR mis en service en ce qui concerne le cœur et le combustible

Le retour d'expérience du démarrage des premiers EPR a mis en exergue plusieurs phénomènes liés au comportement physique du cœur devant être pris en compte pour la mise en service du réacteur EPR de Flamanville.

1. Anomalie de modélisation de la distribution radiale de puissance

La mise en service du premier EPR a mis en évidence des écarts entre la distribution radiale de puissance calculée par les chaînes industrielles de calcul des cœurs et la distribution radiale de puissance mesurée. Ces écarts sont essentiellement dus à des approximations dans les modèles physiques du cœur et à l'utilisation d'une bibliothèque de données nucléaires ne prenant pas en compte le meilleur état de l'art des connaissances. Par courrier en référence [121], l'ASN a demandé à EDF de prendre en compte ce retour d'expérience dans le cadre de la mise en service du réacteur EPR de Flamanville.

Afin d'améliorer la précision des calculs de distribution de puissance relevant de la démonstration de sûreté, EDF a ajusté certains paramètres des modèles physiques des chaînes industrielles de calcul des cœurs [152]. L'impact de ces ajustements sur les dossiers de validation des chaînes de calcul de Framatome et d'EDF a été évalué. De plus, EDF a décidé de réaliser des essais complémentaires au titre du programme d'essais physiques de démarrage du réacteur afin d'identifier au plus tôt d'éventuels écarts sur la distribution radiale de puissance. Enfin, EDF a mené des analyses de sûreté complémentaires visant à évaluer l'impact de ces écarts de distribution radiale de puissance sur la démonstration de sûreté. Cet examen a conduit EDF à modifier certains seuils des chaînes de surveillance et de protection du cœur. Ces éléments ont été instruits par l'ASN et n'appellent pas de remarque.

Sur la base du retour d'expérience du premier cycle de l'EPR de Flamanville, EDF prévoit de procéder si besoin à des ajustements semblables dans les outils de calculs scientifiques pour les cycles ultérieurs. Le cas échéant, EDF apportera les modifications nécessaires à la démonstration de sûreté du réacteur.

2. Fluctuations de flux neutronique et hydraulique en entrée du cœur

Le retour d'expérience des premiers EPR mis en service a permis d'identifier des fluctuations temporelles notables de la distribution de flux neutronique (FFN) mesurées par l'instrumentation neutronique. Ce type de fluctuations avait déjà été observé sur des réacteurs allemands de type KONVOI, qui présentent une conception du fond de cuve similaire à celle de l'EPR. EDF a établi que les FFN observées sur les premiers EPR mis en service résultent, comme sur les réacteurs KONVOI, de fluctuations temporelles de la distribution spatiale des débits hydrauliques en entrée du cœur. Ces fluctuations de débit induisent notamment un mouvement coordonné des assemblages de combustible particulièrement en périphérie du cœur, ce qui est à l'origine du phénomène d'usure prononcée de grilles présenté plus loin.

EDF a identifié les causes de ces FFN, en a évalué l'impact sur le réacteur et sur son exploitation, sur la démonstration de sûreté et sur les programmes d'essais physiques. En l'absence de modification, ces FFN pourraient conduire à elles seules à dépasser certains seuils de surveillance ou de protection du cœur. Elles induiraient donc un risque de déclenchement intempestif d'une action de surveillance ou de protection (alarme ou arrêt automatique du réacteur). Ce risque serait particulièrement élevé à l'approche de la fin de chaque cycle.

Pour éviter ce risque, EDF a modifié le paramétrage du contrôle-commande pour le réacteur EPR de Flamanville, afin de traiter numériquement les signaux élaborés à partir de l'instrumentation neutronique, tout

en garantissant un niveau de performance acceptable des chaînes de protection et de surveillance concernées. Ces modifications n'appellent pas de remarque de la part de l'ASN.

Pour intégrer pleinement la prise en compte de ce phénomène dans la démonstration de sûreté du cœur, EDF a également présenté et mis en œuvre une démarche de pénalisation des études de sûreté intégrant la présence potentielle de FFN à un niveau élevé sur le réacteur EPR de Flamanville. Sous réserve de vérifier expérimentalement certaines hypothèses, l'ASN estime satisfaisante la prise en compte par EDF des FFN sur la démonstration de sûreté. L'ASN a ainsi demandé à EDF de compléter ses programmes d'essais physiques, afin d'améliorer la caractérisation expérimentale des FFN [157].

Enfin, l'ASN estime que l'origine de ces fluctuations de débit fait apparaître le besoin de faire évoluer, dans le cadre d'un processus adapté, la conception des écoulements hydrauliques dans le plenum inférieur de la cuve. La décision d'autorisation de mise en service du réacteur EPR de Flamanville contient une prescription en ce sens.

3. Endommagement d'assemblages de combustible

Les examens effectués lors des arrêts avec des déchargements de combustible des premiers EPR mis en service ont permis d'identifier des endommagements sur les assemblages de combustible. EDF a notamment rapporté :

- des fissurations de ressorts de certaines grilles sur un nombre significatif d'assemblages de combustible situés en périphérie du cœur lors du premier cycle d'exploitation ;
- des pertes d'étanchéité du gainage de plusieurs crayons de combustible ;
- des usures prononcées de quelques faces externes de grilles sur un nombre limité d'assemblages de combustible ;
- une corrosion accélérée des gaines en matériau M5 de certains crayons de combustible ;
- une usure anormale des bouchons inférieurs de certains crayons de combustible.

Les anomalies observées sur le combustible sont liées à plusieurs phénomènes et donnent lieu à la mise en œuvre de différentes solutions. La stratégie globale de traitement, ainsi que ces phénomènes et solutions sont explicités dans les paragraphes ci-après.

Pertes d'étanchéité des crayons et fissuration des ressorts de grille des assemblages de combustible

Les crayons de combustible sont maintenus au sein des assemblages grâce à des grilles, qui comprennent des ressorts au contact des gaines des crayons de combustible.

Au cours du deuxième cycle de fonctionnement du premier EPR mis en service, le suivi radiochimique de l'eau du circuit primaire a mis en évidence des pertes d'étanchéité des crayons de combustible. Les examens effectués lors du deuxième déchargement de combustible du premier EPR mis en service ont montré des fissurations des ressorts de certaines grilles sur un nombre significatif d'assemblages de combustible, situés en périphérie du cœur lors du premier cycle d'exploitation. Dans les mêmes assemblages, ces examens ont par ailleurs confirmé des pertes d'étanchéité de plusieurs crayons de combustible.

L'analyse des causes a montré que les fissurations des ressorts de grilles sont dues à de la corrosion sous contrainte (IASCC). Ce phénomène peut se développer lorsque les ressorts sont faiblement irradiés puisque leur irradiation conduit à relaxer progressivement la contrainte qu'ils subissent. Dans le cas du premier EPR

mis en service, la fissuration n'a donc concerné que les ressorts les plus faiblement irradiés, c'est-à-dire des ressorts de grilles d'extrémité d'assemblages situés en périphérie du cœur lors du premier cycle.

Au fur et à mesure de l'exploitation, les ressorts ainsi fissurés se sont rompus et les brins résiduels sont venus, sous l'effet des sollicitations hydrauliques, user progressivement les gaines à leur contact, jusqu'à provoquer leur percement et donc l'inétanchéité des crayons concernés.

Identifié en France au début des années 2010, ce phénomène de rupture de ressorts par corrosion sous contrainte assistée par l'irradiation a été résorbé par une modification de fabrication déployée en 2019 consistant à désensibiliser l'alliage des ressorts à la corrosion sous contrainte par un traitement thermique adapté. Le combustible destiné au premier EPR mis en service et au réacteur EPR de Flamanville a été fabriqué avant la qualification de ce traitement thermique et n'a donc pas bénéficié de cette amélioration.

Dans le cadre de la mise en service du réacteur EPR de Flamanville, EDF a réapprovisionné 64 nouveaux assemblages dont les ressorts de grille ont bénéficié de ce traitement thermique. Ces assemblages seront positionnés en périphérie de cœur, dans la zone sensible à ce phénomène. Par ailleurs, les assemblages neufs introduits à partir du deuxième cycle de fonctionnement disposeront de grilles d'extrémité à ressorts emboutis subissant une plus faible contrainte, en remplacement de la double grille en bas d'assemblage et de la grille située en haut de l'assemblage. Ces évolutions visent notamment à réduire le risque de rupture de ressort par corrosion sous contrainte.

Usure anormale des grilles des assemblages de combustible

Les examens effectués sur les assemblages de combustible ayant effectué plus d'un cycle d'exploitation dans le premier EPR mis en service ont montré des usures prononcées de quelques faces externes de grilles sur un nombre limité d'assemblages de combustible, localisés en périphérie du cœur au contact du réflecteur lourd.

L'analyse des causes a montré que ces usures sont dues au frottement qui peut avoir lieu à certaines altitudes entre des assemblages de combustible situés en périphérie du cœur et le réflecteur lourd. Ces frottements sont causés par le mouvement des assemblages périphériques sous l'effet des fluctuations hydrauliques.

Dans le cadre de la mise en service du réacteur EPR de Flamanville, EDF a amélioré la rigidité des 64 nouveaux assemblages positionnés en périphérie du cœur afin de les rendre moins sujets aux mouvements sous l'effet des fluctuations hydrauliques. Ainsi, les tubes guides et les grilles des assemblages améliorés ont été fabriqués à partir d'un nouvel alliage. Cet alliage, utilisé depuis 2013 sur les réacteurs de 1300 MWe et de 1450 MWe, bénéficie d'un retour d'expérience positif puisqu'il a contribué à diminuer notablement les déformations des assemblages des réacteurs en exploitation.

Par ailleurs, à partir du deuxième cycle de fonctionnement, EDF prévoit de doubler le nombre de points de soudure entre les grilles et les tubes guides des nouveaux assemblages de combustible. Cette modification permettra d'améliorer la rigidité de ces assemblages par rapport aux nouveaux assemblages livrés dans le cadre de la mise en service du réacteur EPR de Flamanville. En outre, EDF a prévu de ne positionner que des assemblages neufs dans les quelques positions les plus exposées à ce risque d'usure.

Corrosion accélérée de gaines des crayons de combustible

Les examens effectués lors du deuxième déchargement de combustible du premier EPR ont mis en évidence une corrosion accélérée de certaines gaines des crayons de combustible en alliage M5. Les observations ont notamment révélé la desquamation de certaines gaines. La desquamation consiste en une diminution notable

de l'épaisseur de la gaine, il est donc nécessaire de vérifier que la corrosion envisageable n'est pas susceptible de remettre en cause les exigences liées aux crayons de combustible en cas d'accident de catégorie 4.

Ce phénomène de desquamation, identifié en France à partir de 2020 et déjà observé en Allemagne et au Brésil, est principalement dû à une faible teneur en fer de l'alliage M5. Sur la base des observations effectuées lors des déchargements de combustible des réacteurs en exploitation en France, EDF a identifié des lots de cet alliage M5 sensibles à la corrosion.

EDF a fait évoluer la spécification de fabrication afin d'augmenter la teneur minimale en fer requise pour la fabrication de cet alliage. Ainsi, les 64 assemblages de combustible livrés dans le cadre de la mise en service du réacteur EPR de Flamanville bénéficient de cette évolution.

Toutefois, un nombre limité d'assemblages de combustible livrés précédemment a été fabriqué à partir d'un lot d'alliage M5 qui s'est ensuite révélé sensible à la corrosion. Si le risque de corrosion avec desquamation peut raisonnablement être écarté pour le premier cycle de fonctionnement, l'ASN a demandé à EDF [154] de justifier l'absence de risque de desquamation en service des assemblages de combustible rechargés pour un deuxième cycle d'irradiation. En réponse, EDF a procédé à une sélection adaptée des assemblages et à un positionnement particulier de ceux-ci dans le plan de chargement du premier cycle permettant de limiter l'exposition des assemblages, appartenant à une coulée sensible, à des conditions susceptibles de favoriser le développement du phénomène de corrosion accéléré. De plus, le programme d'inspection du combustible au déchargement du premier cycle et des cycles ultérieurs intègrera des mesures d'épaisseur d'oxyde sur les assemblages présentant des signes de corrosion accélérée, sur la base des analyses et des critères actuellement définis pour les réacteurs d'EDF actuellement en fonctionnement. Enfin, au titre de la défense en profondeur, EDF a transmis une étude complémentaire prenant en compte une épaisseur d'oxyde de 100 µm en fin du premier cycle, ainsi qu'une analyse de sensibilité à une valeur supérieure confirmant l'absence de nocivité de la présence de cet oxyde.

Compte tenu de ces éléments, du retour d'expérience d'exploitation pendant un cycle de combustibles neufs sensibles (en particulier vis-à-vis de la cinétique du phénomène), ainsi que de l'absence de nocivité du phénomène pour le cas où la perte d'épaisseur des gaines est maîtrisée, l'ASN considère acceptable [160] les mesures qu'EDF a mises en œuvre ou prévoit de mettre en œuvre pour le plan de chargement et la surveillance du combustible du réacteur EPR de Flamanville.

Usure anormale de bouchons inférieurs des crayons de combustible

Les examens effectués lors du deuxième déchargement de combustible du premier EPR mis en service ont mis en évidence une usure anormale du bouchon inférieur d'un nombre limité de crayons de combustible. Ces usures n'ont pas porté atteinte à l'étanchéité des crayons concernés.

L'analyse des causes a montré que ces usures résultent du grandissement des crayons sous irradiation associé au glissement des crayons concernés et d'un maintien insuffisant du fait de la fissuration de ressorts au niveau des grilles des assemblages de combustible situés préférentiellement en bas des assemblages. Les crayons concernés ont ainsi glissé jusqu'à ce que leur bouchon inférieur atteigne le dispositif anti-débris des assemblages de combustible et s'usent par frottement sous l'effet des contraintes hydrauliques.

Les évolutions introduites à partir du premier cycle de fonctionnement du réacteur EPR de Flamanville, et en particulier la désensibilisation des ressorts de grilles à la corrosion sous contrainte, permettront de réduire le risque de glissement des crayons.

4. Stratégie globale de traitement

Afin de supprimer la sensibilité à la corrosion sous contrainte des ressorts de supportage des crayons de combustible à l'origine de percements de crayons observés sur les premiers réacteurs EPR. EDF a approvisionné 64 assemblages de combustible modifiés par rapport au combustible initialement livré dans le cadre de la mise en service partielle du réacteur [37]. La conception de ces nouveaux assemblages vise également à les rigidifier afin de limiter les usures de grille en périphérie de cœur et à les désensibiliser vis-à-vis du risque de corrosion accélérée du gainage M5. Ils seront positionnés en périphérie du premier cœur, où le risque de fissuration de ressort est apparu pour le premier EPR mis en service. Le reste du cœur sera constitué avec des assemblages livrés dans le cadre de la mise en service partielle du réacteur.

Cette nouvelle conception est déjà qualifiée et mise en œuvre pour une partie des assemblages de combustible chargés dans les réacteurs français en exploitation.

La fabrication de ces 64 assemblages de combustible pour le premier cycle d'irradiation de l'EPR de Flamanville a fait l'objet de quatre inspections de l'ASN. Trois d'entre elles ont été effectuées en usine et portaient sur les évolutions apportées aux assemblages. Ces inspections montrent que la chaîne de fabrication est robuste et permet l'obtention de produits aux caractéristiques reproductibles et conformes à leur spécification de fabrication [143][142] [144] [146] [147].

Pour le deuxième cycle de fonctionnement, EDF approvisionnera entre 64 et 80 assemblages de combustible neufs comportant de nouvelles évolutions visant à rigidifier la structure de l'assemblage et réduire l'amplitude de ses oscillations ainsi qu'à limiter les risques de pertes d'étanchéité des crayons et l'usure des bouchons inférieurs. Ces évolutions nécessitent la mise en œuvre de procédés de fabrication en cours de qualification. Elles sont susceptibles de modifier la distribution hydraulique et l'absorption neutronique au niveau des assemblages. Leurs impacts éventuels sur les études de sûreté devront être évalués avant l'introduction de ces assemblages en cœur.

Ces assemblages comporteront des teneurs en fer visant à supprimer le phénomène de corrosion du M5, qui fera l'objet d'une surveillance en service et dont les effets disparaîtront avec la généralisation dans le cœur des nouveaux assemblages.

L'ASN considère que l'analyse des conséquences sur le combustible des fluctuations hydrauliques en entrée du cœur nécessitera une surveillance particulière du combustible à chaque déchargement. Cette stratégie sera à réévaluer à la lumière du retour d'expérience du premier cycle de fonctionnement du réacteur EPR de Flamanville. L'ASN a demandé à EDF, à terme, de mettre en place une solution pérenne de résorption des fluctuations qui concourent aux endommagements [154] [157].

5.2.4. Maîtrise des risques associés à la piscine d'entreposage du combustible et du bâtiment du combustible

5.2.4.1. Conception de l'entreposage et de la manutention du combustible

Les combustibles neufs et les combustibles usés sont entreposés dans une piscine située dans le bâtiment du combustible communiquant avec la piscine du bâtiment réacteur via un tube de transfert pendant les phases de chargement et de déchargement.

La piscine du bâtiment du combustible est constituée de trois compartiments :

- le compartiment de transfert permettant le transfert des assemblages de combustible via le tube de transfert entre le bâtiment du combustible et le bâtiment réacteur ;
- le compartiment d'entreposage au fond duquel sont disposés les râteliers d'entreposage du combustible ;
- la fosse d'évacuation qui permet l'évacuation des assemblages de combustible usés après leur refroidissement.

Les trois compartiments de la piscine sont séparés par des portes étanches permettant de garantir le maintien du niveau d'eau dans les autres compartiments en cas de vidange accidentelle de la piscine. Par ailleurs, l'altimétrie des différents fonds des compartiments permet de maintenir sous eau les assemblages de combustibles entreposés dans les râteliers en cas de vidange accidentelle d'un autre compartiment alors que les portes sont ouvertes.

La fonction de sûreté de maîtrise de la criticité est assurée, en fonctionnement normal, par les râteliers d'entreposage du combustible qui sont fabriqués en acier boré et l'eau de la piscine fortement concentrée en bore. La fonction de sûreté relative au refroidissement est assurée par les deux trains de refroidissements principaux et un train de secours en cas de défaillance des deux trains principaux. Enfin, la fonction relative au confinement est assurée par le système de ventilation du hall de la piscine du bâtiment du combustible (confinement dynamique).

La manutention du combustible est assurée en fonctionnement normal :

- dans le bâtiment du combustible par :
 - le pont auxiliaire, qui transporte l'assemblage de combustible depuis son accès au bâtiment jusqu'au descenseur,
 - le descenseur qui permet de descendre l'assemblage de combustible neuf en fond de compartiment d'entreposage du combustible,
 - le pont perche qui permet la manutention des assemblages de combustible sous eau ;
- le dispositif de transfert, qui permet de transférer les assemblages du compartiment de transfert vers la piscine du bâtiment réacteur ;
- la machine de chargement, qui assure la manutention du combustible entre le dispositif de transfert et la cuve du réacteur dans le bâtiment réacteur.

5.2.4.2. Démarche de sûreté appliquée à la piscine d'entreposage du combustible

EDF a considéré, dans sa démonstration de sûreté, les événements initiateurs qui pourraient conduire à :

- des pertes de refroidissement ;
- des pertes d'inventaire en eau ;
- des scénarios accidentels qui pourraient conduire à une marge de sous-criticité insuffisante, par exemple des accidents ou erreurs de manutention susceptibles d'endommager le gainage des crayons de combustibles.

Comme pour le réacteur, ces événements sont sélectionnés en fonction des risques potentiels qu'ils génèrent vis-à-vis de l'accomplissement des trois fonctions de sûreté.

L'objectif de la démonstration est de vérifier que l'installation est capable d'atteindre un état sûr à la suite d'un événement incidentel ou accidentel. Cet état sûr est défini, pour la piscine d'entreposage du combustible, comme l'état où les fonctions fondamentales de sûreté sont assurées durablement (notamment la fonction de refroidissement qui doit permettre d'assurer durablement l'évacuation de la puissance résiduelle et d'arrêter les rejets de vapeur dans l'environnement).

À cette fin, les systèmes de refroidissement sont dimensionnés conformément aux directives techniques [52] pour :

- évacuer en permanence la puissance résiduelle du combustible entreposé en maintenant la température de l'eau de la piscine sous son point d'ébullition ;
- rétablir le refroidissement de la piscine en situation d'ébullition.

Par ailleurs, dans la mesure où la fusion des assemblages de combustibles dans le bâtiment du combustible conduirait à des rejets précoces et importants, le décret d'autorisation de création [2][1] prévoit qu'EDF doit démontrer « l'élimination pratique » de cette situation (voir paragraphe 5.2.6). Cet objectif se traduit, dans les études, par un critère de non-découvrement des assemblages de combustible y compris au cours de leur manutention. De même, les conséquences des accidents de criticité étant difficiles à évaluer, EDF prévoit également « l'élimination pratique » de ces accidents dans le bâtiment du combustible (voir paragraphe 5.2.6).

Maitrise des accidents initiés par une défaillance unique

Dans le cadre des études déterministes de la piscine d'entreposage du combustible, l'étude des transitoires, incidents et accidents prend en compte trois familles d'initiateurs :

- les pertes de refroidissement ;
- les pertes d'inventaire en eau ;
- les accidents ou erreurs de manutention susceptibles d'endommager le gainage des crayons de combustible.

À des fins de démonstration, EDF a recours à la justification de l'atteinte d'un « état contrôlé » de l'installation, qui est défini comme un état intermédiaire qui permet de rejoindre un « état sûr » durable. La démonstration de l'atteinte de « l'état contrôlé » doit justifier du maintien de la sous-criticité, de l'évacuation de la puissance résiduelle à court terme, de la stabilisation de l'inventaire en eau de la piscine sans dénoyage d'un assemblage de combustible et de rejets radioactifs limités.

Pour ces études, EDF a défini des règles et hypothèses d'étude ainsi que des critères d'acceptation. Pour les études du domaine de dimensionnement (PCC 2 à 4), EDF a défini les critères suivants :

- pour les situations de perte de refroidissement, le maintien d'une température de l'eau de la piscine en dessous de 80 °C ;
- pour les situations de perte d'inventaire en eau, le maintien d'une marge suffisante vis-à-vis de l'ébullition de l'eau de la piscine. EDF retient que la température finale de l'eau des piscines doit être

inférieure à 80 °C avec une possibilité d'incursion limitée, en amplitude et en durée, au-delà de 80 °C, sans toutefois atteindre l'ébullition (100 °C)

- pour les accidents de manutention du combustible, le maintien d'un facteur de multiplication effectif (Keff) inférieur ou égal à 0,98, traduisant un milieu sous-critique .

L'ASN considère que les critères retenus par EDF sont acceptables pour la mise en service du réacteur.

Toutefois, l'ASN souligne que les directives techniques [52] disposent que les conditions de fonctionnement de référence (PCC) doivent être étudiées en supposant un aggravant, indépendant de l'évènement déclencheur, ainsi que la perte des alimentations électriques externes au moment le plus défavorable. Les études réalisées par EDF ne prennent pas en compte d'aggravant lorsque la perte des alimentations électriques externes est cumulée à un initiateur des conditions de fonctionnement de référence (sauf si l'évènement déclencheur résulte de la défaillance d'un composant non classé au séisme), ce qui n'est pas conforme aux directives techniques. EDF s'est engagée à l'échéance du dossier de fin de démarrage à compléter sa démonstration sur cet aspect. Compte tenu que ces études ne sont pas de nature à remettre en cause ni l'atteinte, ni le maintien de l'état sûr, l'ASN considère cet engagement comme acceptable.

Compte tenu de cet engagement, l'ASN considère que les éléments présentés par EDF concernant la maîtrise des accidents initiés par une défaillance unique sont acceptables.

Maitrise des accidents initiés par des défaillances multiples

La liste des situations accidentelles induites par un cumul d'évènements jugés plausibles qui présentent un risque de fusion du combustible (études RRC-A) est définie sur la base de l'étude probabiliste de sûreté de niveau 1 évaluant le risque de découverture du combustible à la suite d'une perte de refroidissement ou d'une vidange accidentelle. EDF a défini la fréquence de fusion du cœur de 10^{-8} par année réacteur comme fréquence de coupure pour retenir les situations à étudier. Ces études permettent également d'identifier les dispositions RRC-A, qui contribuent à la prévention des accidents de fusion du combustible.

Le critère d'acceptabilité retenu par EDF pour les études RRC-A relatives à la piscine d'entreposage du combustible est l'absence de découverture d'un assemblage de combustible, y compris pour les assemblages en cours de manutention. De manière plus générale, le rapport de sûreté précise que les critères d'atteinte de l'état contrôlé des études RRC-A sont ceux retenus pour les conditions de fonctionnement de quatrième catégorie, l'ébullition de la piscine d'entreposage du combustible étant cependant acceptée pour ces transitoires.

L'étude des conditions de fonctionnement RRC-A est réalisée jusqu'à l'atteinte d'un état final où :

- la sous-criticité est assurée ;
- le niveau d'eau en piscine permet l'évacuation de la puissance résiduelle des assemblages de combustible ;
- les rejets radioactifs ne nécessitent pas d'actions de protection de la population au voisinage du site.

EDF a défini, pour ces études, les règles suivantes :

- tous les matériels peuvent être valorisés dans les études RRC-A sous réserve de leur utilisation dans leur domaine de dimensionnement ;

- aucun aggravant supplémentaire indépendant n'est postulé, en particulier le manque de tension externe n'est pas cumulé à ces scénarios.

L'ASN considère que la démarche employée par EDF pour la définition des scénarios RRC-A pour la piscine d'entreposage du combustible, ainsi que la liste des scénarios étudiés dans ce cadre est acceptable. En réponse à la demande de l'ASN [107], qui considérait que l'exclusion de fuite ou de brèche du tube de transfert devait s'accompagner d'un renforcement du programme de suivi en service, EDF s'est engagée notamment à définir des dispositions de suivi en service pour le tube de transfert afin de rendre l'occurrence d'une telle rupture extrêmement improbable.

L'ASN a considéré que la définition de l'état final utilisé par EDF pour les études RRC-A relatives à la piscine d'entreposage du combustible dans son rapport de sûreté ne correspond pas à un état sûr car l'évacuation de la puissance résiduelle se fait par évaporation de l'eau de la piscine, dont une partie est évacuée dans l'environnement par l'intermédiaire des ventilations du bâtiment. À la suite d'une demande de l'ASN, EDF a défini, dans les procédures de conduite incidentelle et accidentelle, une action de conduite permettant la reprise du refroidissement par un train de refroidissement dans un délai suffisamment court. Afin de permettre à un train de refroidissement principal de démarrer en cas d'ébullition de la piscine d'entreposage du combustible, EDF devra procéder au remplacement de robinets situés sur les deux trains principaux afin de limiter le niveau de cavitation, ce qu'elle s'est engagée à faire avant le premier déchargement du cœur.

5.2.5. Maîtrise des risques d'accident avec fusion du cœur

Contrairement aux réacteurs de deuxième génération d'EDF, qui ont enrichi leur démonstration de sûreté au fur et à mesure des réexamens périodiques, le réacteur EPR a pris en compte les accidents avec fusion du cœur (accidents graves) dans sa démonstration de sûreté dès la conception, avec pour objectif la limitation, en termes d'étendue et de durée, des mesures de protection des populations nécessaires dans ces situations. La conception du réacteur EPR de Flamanville intègre ainsi des dispositions de limitation des conséquences d'un accident grave.

Outre le renforcement de la structure de l'enceinte de confinement, notamment l'ajout d'un liner métallique en intrados de l'enceinte, les dispositions suivantes sont prévues :

- l'installation d'un dispositif pour recueillir et refroidir le corium dans un compartiment spécifique après la rupture de la cuve lors d'un accident avec fusion du cœur. Ce dispositif vise à assurer l'étanchéité du radier de l'enceinte de confinement sur le long terme si un tel accident de fusion du cœur survenait ;
- l'installation d'un système de refroidissement ultime (EVU) permettant d'évacuer la puissance résiduelle en refroidissant le corium et de contrôler la pression à l'intérieur de l'enceinte (sans avoir recours à un dispositif d'éventage de l'enceinte qui occasionnerait des rejets dans l'environnement) ;
- la présence de traversées de l'enceinte de confinement qui débouchent exclusivement dans des bâtiments dont l'atmosphère est ventilée et filtrée.

5.2.5.1. Stabilisation du corium hors cuve

En situation d'accident grave conduisant à la fusion du cœur et à la rupture de la cuve, la stabilisation du corium se fait en trois étapes :

- la première étape est l'accumulation du corium dans le puits de cuve dont le fond est fermé par une trappe fusible constituée de béton sacrificiel et de plaques métalliques ;

- une fois la trappe fusible érodée et percée par le corium, celui-ci se déverse dans le canal de transfert entre le puits de cuve et la chambre d'étalement (aussi appelée « récupérateur de corium ») ;
- le corium s'étale alors puis est stabilisé par l'effet d'un refroidissement passif. L'eau provenant de l'IRWST circule tout d'abord dans des canaux horizontaux situés en dessous du récupérateur, puis, après avoir submergé l'espace situé derrière les parois latérales de la structure de refroidissement, elle se déverse sur le corium ;
- une fois le corium entièrement recouvert d'eau, celle-ci continue à s'accumuler et une croûte solide se forme à la surface du corium. La puissance résiduelle est évacuée par vaporisation de l'eau de noyage dans l'enceinte.

L'ASN considère [95] que le dispositif d'étalement et de refroidissement du corium hors de la cuve est satisfaisant au regard des objectifs de sûreté relatifs à la tenue du confinement fixés par l'article 2.III-3.3 du décret d'autorisation de création [2].

5.2.5.2. Respect des limites de pression et de température de l'enceinte de confinement lors d'un accident grave

En situation d'accident grave, l'évacuation de la puissance résiduelle et la limitation de la pression dans l'enceinte sont assurées par le système EVU en mode aspersion. Le système EVU est composé de deux trains indépendants localisés chacun dans un des bâtiments des auxiliaires de sauvegarde. Son rôle est d'assurer le transfert de la chaleur produite dans l'enceinte vers la source froide ultime, via un circuit intermédiaire de refroidissement. Le dimensionnement de ce système doit permettre, après une période de grâce de 12 heures, de faire baisser la pression de l'enceinte jusqu'à une valeur inférieure à 2 bars absolus en 12 heures. À plus long terme, un seul train EVU doit être suffisant pour maintenir des conditions de pression et température garantissant l'intégrité de l'enceinte et le bon fonctionnement des matériels présents dans le bâtiment réacteur.

Le circuit EVU assure également une injection de soude dans l'IRWST, qui peut être réalisée en situation d'accident grave pour limiter la production d'iode dans le bâtiment réacteur et donc les conséquences des rejets dans l'environnement.

L'ASN considère que le dimensionnement du système d'évacuation de la chaleur produite dans l'enceinte du bâtiment réacteur vers la source froide lors d'un accident grave est satisfaisant au regard des objectifs de sûreté relatifs au confinement des substances radioactives.

5.2.5.3. Risque de retour en criticité au cours d'un accident grave

L'étude du risque de retour en criticité au cours d'un accident grave est nécessaire afin de s'assurer que la puissance dégagée par le combustible après l'arrêt automatique du réacteur provient uniquement de la puissance résiduelle due à la décroissance radioactive des produits de fission. La méthodologie d'étude de ce risque proposée par EDF consiste à décomposer la séquence de fusion du cœur en cinq étapes (du début de la fusion des barres de contrôle à la relocalisation du corium dans la chambre d'étalement) et pour chaque étape, à réaliser des calculs de criticité.

Le calcul est fait à deux instants du cycle (début et milieu de cycle, chacun de ces instants pouvant être pénalisants selon la configuration donnée), en prenant comme hypothèse un puits de cuve sec et une teneur minimale en bore de l'IRWST lors du renoyage.

Selon EDF, pour chacune des configurations proposées, les calculs montrent que la sous-criticité est garantie. L'ASN considère [95] que la méthode utilisée par l'exploitant est acceptable et que, compte tenu de la stratégie de conduite en cas d'accident grave, le risque de retour en criticité est raisonnablement écarté.

5.2.6. Situations d'élimination pratique

L'article 2.II-2 du décret d'autorisation de création [2] dispose que : « Les accidents avec fusion du cœur pouvant conduire à des rejets précoces importants font l'objet de mesures de prévention, reposant sur des dispositions de conception, complétées si nécessaire par des dispositions d'exploitation, dont la performance et la fiabilité doivent permettre de considérer ce type de situation comme exclu. » Les catégories d'accidents suivantes doivent être « pratiquement éliminées » :

- les injections rapides de réactivité : accidents de dilution ;
- les situations de fusion du cœur suivantes : fusion du cœur à haute pression et échauffement direct de l'enceinte, explosion de vapeur, détonation d'hydrogène, scénario de bipasse du confinement du fait du non-isolément de l'enceinte, des fuites de l'enceinte, d'une RTGV induite par la fusion à haute pression ou la fusion du cœur avec le tampon d'accès matériel ouvert ;
- les situations pour lesquelles l'entrée en accident grave doit être évitée, car la fusion du combustible entraînerait un endommagement des structures participant au confinement : fusion du combustible dans le bâtiment du combustible, perte d'intégrité à l'extérieur de l'enceinte d'un circuit véhiculant le fluide primaire provoquant un bipasse du confinement.

Pour la piscine d'entreposage du combustible, la démarche de sûreté mise en œuvre pour la conception s'appuie notamment sur les directives techniques [52] qui prévoient que « dès lors que la piscine du combustible usé n'est pas située dans l'enceinte de confinement, il doit être démontré que les conditions de fusion du combustible usé dans la piscine sont « pratiquement éliminées ». Cette démonstration doit considérer le cas d'un séisme ».

En complément des analyses déterministes, EDF a défini des cibles probabilistes, sauf pour les études probabilistes relatives aux agressions, compte tenu de leur niveau de maturité.

L'examen de l'atteinte de ces objectifs a fait l'objet des séances du groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires des 30 et 31 mars 2016 et des 4 et 5 juillet 2018. Les principales situations sont présentées ci-après.

5.2.6.1. Situations accidentelles d'injection rapide de réactivité

EDF a identifié les séquences accidentelles conduisant à des dilutions hétérogènes en recourant à des études probabilistes de niveau 1 (EPS1). Ces études identifient également les dispositions qui permettent d'éliminer pratiquement ces situations accidentelles.

L'ASN considère que les études fournies en support de la démonstration de « l'élimination pratique » de ces accidents sont acceptables et permettent de compléter l'appréciation de leur caractère pratiquement éliminé.

EDF s'est engagée à l'échéance du dossier de fin de démarrage à compléter ces études par une meilleure prise en compte des moyens organisationnels, techniques et humains pour la conduite du réacteur. Compte tenu de la nature des éléments attendus, ces points ne sont pas jugés bloquants par l'ASN vis-à-vis de la mise en service du réacteur.

5.2.6.2. Situations accidentelles avec fusion du cœur

« Élimination pratique » du risque de fusion du cœur à haute pression

Afin de limiter le risque de fusion du cœur à haute pression qui pourrait mener à des phénomènes risquant d'affecter l'intégrité de l'enceinte (comme l'échauffement direct de l'enceinte consécutif à l'éjection du corium de la cuve), au soulèvement de la cuve, à la perte d'intégrité du puits de cuve ou à la rupture du circuit primaire, des dispositions ont été prises dès la conception. Un dispositif de dépressurisation ultime du circuit primaire a été prévu. Il est constitué de deux lignes parallèles, connectées à un même piquage sur le haut du pressuriseur, qui déchargent l'eau du circuit primaire dans un réservoir commun connecté au réservoir de décharge du pressuriseur.

« Élimination pratique » du risque d'explosion de vapeur

L'explosion de vapeur peut résulter d'une coulée de corium dans un volume d'eau qui entrainerait une vaporisation violente avec formation d'une onde de pression, ce qui peut porter atteinte à l'intégrité de l'enceinte. Afin de limiter ce risque, la conception de l'EPR prévoit des dispositions (dont notamment un anneau d'étanchéité autour de la cuve et un système de refroidissement qui s'active de manière passive dans la chambre d'étalement du récupérateur de corium) pour s'assurer que le puits de cuve et la chambre d'étalement restent secs avant la percée de la cuve et la coulée de corium.

« Élimination pratique » du risque de détonation hydrogène

Lors de la fusion du cœur, le zirconium contenu dans les gaines des crayons de combustible s'oxyde au contact de la vapeur d'eau et la réaction, très exothermique, libère de l'hydrogène. La combustion de l'hydrogène transportée dans l'enceinte de confinement peut conduire à une explosion dangereuse pour l'intégrité de l'enceinte du fait de l'onde de choc qui peut survenir pour des concentrations élevées.

La prévention du risque de détonation s'appuie sur le système ETY, qui comprend, d'une part, un dispositif d'homogénéisation (appelé système CONVECT) entre les différentes zones de l'enceinte et, d'autre part, un dispositif de recombinaison de l'hydrogène.

L'ASN considère que les principes généraux d'installation des recombineurs tiennent compte des contraintes liées à leur bon fonctionnement tout en limitant les effets des gaz chauds en sortie sur les objets facilement inflammables et les équipements nécessaires à la gestion des accidents graves situés autour.

Bilan

L'ASN considère que les dispositions prévues par EDF permettent de répondre aux objectifs « d'élimination pratique » pour les trois scénarios présentés ci-dessus.

5.2.6.3. Situations accidentelles relatives à la piscine d'entreposage

La conception du réacteur EPR de Flamanville prévoyant un confinement dynamique sans enceinte de confinement pour le bâtiment du combustible, EDF doit démontrer « l'élimination pratique » de la fusion des

assemblages de combustible entreposés dans la piscine d'entreposage du combustible et au cours de leur manutention. Par ailleurs, EDF prévoit également « l'élimination pratique » du risque de réaction nucléaire en chaîne (criticité) pour les assemblages de combustible entreposés dans la piscine d'entreposage du combustible et au cours de leur manutention.

« Élimination pratique » du risque de fusion des assemblages de combustible

Afin de démontrer le caractère pratiquement éliminé de la fusion des assemblages de combustible dans le bâtiment du combustible, EDF étudie l'élimination pratique du risque de fusion pour les situations suivantes :

- la perte du refroidissement de la piscine d'entreposage du combustible par la défaillance du système de refroidissement de la piscine (PTR) ou la perte de ses systèmes supports (défaillance des alimentations électriques externes ou internes ou perte de l'eau de refroidissement du circuit PTR) ;
- la perte de l'inventaire en eau de la piscine d'entreposage du combustible du combustible par vidange accidentelle par des circuits connectés à la piscine (circuit PTR ou circuit primaire) à la suite de défaillances matérielles ou d'erreurs humaines ;
- les agressions internes et externes.

Cette démonstration comprend une partie déterministe, complétée par des études probabilistes.

EDF justifie, dans son étude probabiliste de sûreté, que le risque de fusion des assemblages de combustible pour les initiateurs de perte de refroidissement et pour les initiateurs de perte de l'inventaire en eau respecte les objectifs probabilistes définis.

EDF considère que ces résultats, en complément des études déterministes, permettent de démontrer l'atteinte de l'objectif « d'élimination pratique » de la fusion des assemblages de combustible pour ces initiateurs.

Concernant les agressions internes, en complément d'études déterministes, EDF a réalisé des études probabilistes pour les initiateurs d'incendie, d'inondation d'origine interne, d'explosion et de chute de charge. EDF a par ailleurs réalisé des évaluations probabilistes pour certaines agressions externes (séisme, vent extrême, etc.). Cependant, EDF précise que la démonstration du caractère pratiquement éliminé de la fusion des assemblages de combustible dans le bâtiment du combustible à la suite d'un séisme repose uniquement sur la démonstration déterministe.

Pour les initiateurs de perte de refroidissement, l'ASN considère que l'objectif « d'élimination pratique » du risque de fusion du combustible est atteint pour les premiers cycles du réacteur EPR de Flamanville au vu du faible nombre d'assemblages de combustible usés que contiendra la piscine d'entreposage du combustible et des dispositions d'exploitation prises par EDF pour limiter l'échauffement de l'eau de la piscine au niveau des crosses d'aspiration du système de refroidissement. Pour les cycles suivants, EDF s'est engagée à échéance du dossier de fin de démarrage (DFD) à compléter sa démonstration en justifiant la capacité des trains PTR à reprendre le refroidissement dans toutes les situations d'exploitation. Par le courrier [148], l'ASN a fait part à EDF de ses attentes quant aux justifications à apporter.

Pour les initiateurs de perte d'inventaire en eau, l'ASN considère que l'objectif « d'élimination pratique » du risque de fusion du combustible dans le bâtiment du combustible est atteint. EDF s'est engagée à consolider sa démonstration probabiliste pour le dossier de fin de démarrage par une meilleure prise en compte des dépendances entre les actions de conduite dans son étude probabiliste de sûreté, ce qui est satisfaisant.

Concernant les agressions internes, l'ASN considère que la démarche employée par EDF est acceptable au stade de la mise en service du réacteur EPR de Flamanville. EDF s'est engagée à transmettre des compléments dans le dossier de fin de démarrage.

L'ASN considère que la démarche employée par EDF pour « l'élimination pratique » de la fusion des assemblages de combustible dans le bâtiment combustible à la suite d'un séisme est acceptable.

Par ailleurs, EDF s'est engagée à fournir des éléments complémentaires dans le dossier de fin de démarrage, concernant la gestion de la manutention du combustible dans les situations de long terme afin de compléter la démonstration probabiliste de l'élimination pratique du risque de fusion des assemblages de combustible dans le bâtiment du combustible, ce qui est satisfaisant.

En conclusion, l'ASN considère que le dossier transmis au stade de la demande d'autorisation de mise en service du réacteur permet de justifier le caractère « pratiquement éliminé » du risque de fusion des assemblages de combustibles dans le bâtiment du combustible. EDF s'est engagée à transmettre des compléments dans le dossier de fin de démarrage du réacteur, portant notamment sur l'élimination pratique des situations de fusion du combustible en cas d'agression.

« Élimination pratique » du risque de réaction nucléaire en chaîne dans la piscine d'entreposage du combustible

Pour démontrer l'absence de risque de criticité des assemblages de combustible entreposés dans la piscine d'entreposage du combustible et au cours de leur manutention, EDF a démontré « l'élimination pratique » de ce risque lors :

- de l'entreposage à sec des assemblages de combustible neuf dans le râtelier ;
- de l'entreposage sous eau des assemblages de combustible dans le râtelier situé dans la piscine d'entreposage du combustible et au cours de leur manutention.

Par ailleurs, à la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, EDF a étudié l'impact de l'ébullition de la piscine d'entreposage du combustible sur le risque de criticité.

EDF a transmis plusieurs études pour justifier de « l'élimination pratique » du risque de criticité pour les assemblages de combustible dans le bâtiment du combustible et précisé les dispositions de conception et d'exploitation de la piscine d'entreposage du combustible mises en œuvre dans les situations suivantes :

- lors de l'entreposage à sec des assemblages de combustible neufs dans le râtelier, y compris en cas d'aspersion d'eau claire ;
- lors de l'entreposage sous eau des assemblages de combustibles et lors de leur manutention notamment en cas d'ébullition de la piscine d'entreposage du combustible ;
- en cas d'accident de manutention du combustible qui conduirait à la nécessité de récupérer des pastilles de combustible en fond de piscine d'entreposage du combustible.

L'ASN considère que le dossier transmis au stade de la demande d'autorisation de mise en service du réacteur permet de justifier le caractère « pratiquement éliminé » du risque de criticité dans la piscine d'entreposage du combustible.

5.2.7. Conséquences radiologiques des accidents

Objectif

Le principal objectif de l'évaluation des conséquences radiologiques est de vérifier le respect des limites de doses définies en cohérence avec les objectifs généraux de sûreté.

Objectifs généraux de sûreté

Les objectifs généraux de sûreté pour l'EPR concernant les accidents avec ou sans fusion du cœur sont les suivants :

- les accidents sans fusion du cœur (PCC-1 à 4 et RRC-A) ne doivent pas nécessiter de mesure de protection des populations vivant au voisinage de la centrale. Des restrictions de consommation de certaines denrées alimentaires produites au voisinage de la centrale ne sont cependant pas exclues ;
- les accidents avec fusion du cœur (RRC-B) qui surviennent à basse pression ne doivent nécessiter que des mesures de protection des populations très limitées en termes d'étendue et de durée (mise à l'abri limitée des populations, absence de nécessité d'évacuation d'urgence au-delà du voisinage immédiat de l'installation, absence de relogement permanent ou de restrictions à long terme sur la consommation de produits alimentaires). Les accidents avec fusion du cœur (RRC-B) qui conduiraient à des rejets précoces importants doivent être « pratiquement éliminés ».

Méthodologie d'évaluation de conséquences radiologiques

La méthode retenue par EDF pour évaluer les conséquences radiologiques en cas d'accident (y compris les accidents graves) détaille les données d'entrée : conditions météorologiques, distances de calcul des doses, type de doses calculées (efficace ou équivalente, contamination des surfaces agricoles), voies d'exposition (ingestion, inhalation, exposition externe aux dépôts et au panache), classes d'âge et régime alimentaire des personnes exposées.

L'ASN considère que les hypothèses fonctionnelles (taux de fuite global et répartition des fuites de l'enceinte interne, débit d'extraction de l'EDE, extension de la troisième barrière de confinement, taux de renouvellement d'air des bâtiments périphériques) et physico-chimiques (relâchement, rétention, rabattement et dépôt des produits de fission, comportement de l'iode, activité du fluide primaire), ainsi que la méthode retenue par EDF pour évaluer les rejets atmosphériques en cas d'accident sont globalement recevables.

Cependant, des besoins d'amélioration de la méthode ont été identifiés, EDF a engagé, dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, l'élaboration d'une nouvelle méthode d'évaluation des conséquences radiologiques (méthode PASTA) valable pour l'ensemble des réacteurs qui sera mise en œuvre pour le réacteur EPR à échéance du dossier de fin de démarrage.

Étude des conséquences radiologiques

Les résultats issus des calculs de conséquences radiologiques respectent les objectifs généraux de sûreté.

Concernant les accidents relatifs aux conditions de fonctionnement PCC et RCC-A, l'ASN considère que les dispositions de prévention et de limitation des conséquences mises en œuvre sur le réacteur EPR permettent de respecter les objectifs de sûreté vis-à-vis des conséquences radiologiques : pas d'évacuation ni de mise à l'abri, de relogement provisoire ou définitif des populations habitant dans le voisinage de l'installation.

Concernant les accidents avec fusion du cœur, l'ASN considère que ces dispositions permettent de justifier que les mesures de protection des populations qui seraient nécessaires en cas d'accident resteront limitées dans l'espace et dans le temps.

5.2.8. Études probabilistes de sûreté

La démarche de sûreté mise en œuvre pour la conception de réacteur EPR de Flamanville s'appuie notamment sur les directives techniques [52] qui disposent notamment que « Une étude probabiliste de sûreté doit être réalisée en commençant dès le stade de la conception et en incluant au moins les événements internes ». Ces dispositions sont cohérentes avec l'article 3.3 de l'arrêté INB [5].

À la suite du décret d'autorisation de création [2], l'ASN a prescrit [11] que « le rapport de sûreté présente une évaluation probabiliste de sûreté permettant d'apprécier les risques liés à l'installation en termes de :

- fréquence de fusion du cœur, associée notamment aux événements d'origine interne à l'installation que sont les défaillances d'origine matérielle ou humaine, l'explosion, l'inondation et l'incendie ;
- fréquence et nature des rejets radioactifs hors de l'enceinte de confinement en situation d'accident avec fusion du cœur. ».

Afin de répondre à cette demande, EDF a réalisé :

- une évaluation probabiliste de sûreté (EPS) dite de « niveau 1 » quantifiant la fréquence des scénarios menant à la fusion du cœur, relative aux événements internes à la chaudière ;
- des EPS de niveau 1 relatives aux agressions d'origine interne ou externe ;
- une EPS dite de niveau 2 quantifiant la fréquence de scénarios menant à des rejets radioactifs importants relative aux événements internes au réacteur.

Enfin, EDF a fourni une étude probabiliste spécifique portant sur l'évaluation des risques de rupture de la cuve par surpression à froid.

Les analyses de ces évaluations probabilistes de sûreté ont été présentées au groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires en 2014 et 2015.

Par ailleurs, en support à la démonstration de l'élimination pratique de certains accidents (fusion des assemblages combustibles dans le bâtiment du combustible, dilutions hétérogènes, etc), EDF a fourni des études probabilistes spécifiques. Ces sujets ont fait l'objet des séances du groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires des 30 janvier 2014, des 30 et 31 mars 2016 et des 4 et 5 juillet 2018.

5.2.8.1. EPS de niveau 1 associées aux événements internes

Les directives techniques [52] disposent qu'« une réduction significative de la fréquence globale de fusion du cœur doit être obtenue pour les tranches nucléaires de la prochaine génération [...] une fréquence globale de fusion du cœur inférieure à 10^{-5} par année.réacteur (a.r.), en tenant compte des incertitudes et de tous les types de défaillances et d'agressions ».

En réponse à cet objectif, EDF a défini les cibles probabilistes suivantes pour les événements internes affectant la chaudière :

- fréquence globale de fusion du cœur inférieure à 10^{-6} par année réacteur pour les états du réacteur en puissance ;
- fréquence globale de fusion du cœur dans les états d'arrêt inférieure à celle dans les états du réacteur en puissance ;
- vérification de la conception équilibrée par l'absence de scénarios ayant une contribution dominante en termes de risque de fusion du cœur ;
- fréquence de fusion de 10^{-7} par année réacteur pour chaque famille d'initiateurs.

Dans le rapport de sûreté, EDF présente les résultats obtenus et la répartition du risque de fusion du cœur par état standard du réacteur.

Concernant la méthodologie, les initiateurs et les états du réacteur, l'ASN considère que la démarche employée par EDF est acceptable au regard de la règle fondamentale de sûreté en référence [53]. Les enseignements issus des études probabilistes n'appellent pas de remarque de l'ASN. En effet, les résultats des études probabilistes présentées par EDF respectent les cibles probabilistes fixées lors de la conception du réacteur. Les situations de perte de sources électriques haute tension portent encore une part significative du risque de fusion du cœur. L'ASN note toutefois une amélioration significative par rapport aux réacteurs de deuxième génération.

EDF réalisera une mise à jour de ses études probabilistes de sûreté à échéance du dossier de fin de démarrage du réacteur afin d'y intégrer les demandes de l'ASN relatives à la prise en compte de l'état réel de l'installation (résultats d'essais de démarrage, « tel que construit ») [124], ce qui est satisfaisant.

5.2.8.2. EPS de niveau 2 associées aux événements internes

Les directives techniques [52] prévoient les objectifs suivants :

- « Pour les situations d'accidents sans fusion du cœur, il ne doit pas y avoir de nécessité de mesures de protection des populations vivant dans le voisinage de la centrale endommagée » ;
- « Les accidents avec fusion du cœur qui conduiraient à des rejets précoces importants doivent être "pratiquement éliminés" » ;
- « Les séquences avec fusion du cœur à basse pression doivent être traitées de telle sorte que les rejets maximaux concevables associés ne nécessitent que des mesures de protection des populations très limitées en termes d'étendue et de durée ».

EDF a défini les cibles probabilistes suivantes pour l'EPS de niveau 2 relative aux événements internes au réacteur :

- les situations (hors agressions) conduisant à une évacuation de la population au-delà du voisinage immédiat de l'installation doivent avoir une fréquence inférieure à 10^{-7} par année réacteur ;
- pour chaque situation d'accident (hors agressions), une contribution équilibrée au risque de rejets précoces importants est visée ; pour cela une valeur cible, d'une fréquence inférieure à 10^{-8} par année réacteur, est utilisée.

EDF précise que ces cibles sont destinées à fournir des valeurs d'orientation pour vérifier la conception. EDF définit les rejets importants comme étant ceux pour lesquels la dose efficace estimée à 7 jours et à 500 mètres de l'installation est supérieure à 50 mSv. Par ailleurs, afin d'évaluer les rejets, EDF a effectué des

regroupements de scénarios accidentels considérés équivalents sur le plan des rejets et a estimé la fréquence de chaque catégorie. Dans son analyse, EDF a distingué :

- les catégories qui correspondent à des scénarios de rejets importants, pour lesquelles EDF n'a pas effectué d'évaluation des conséquences radiologiques, ces scénarios devant être « pratiquement éliminés » ;
- les autres catégories, pour lesquelles EDF a réalisé une évaluation afin de vérifier que ces situations conduisant à des rejets importants respectent les cibles probabilistes définies.

Le rapport de sûreté du réacteur présente les résultats par famille d'accident.

En intégrant aux risques de rejets importants les contributions probabilistes des situations de dilution hétérogènes, d'accident de fusion du combustible avec bipasse du confinement et de fusion dans le bâtiment d'entreposage du combustible, qui sont considérées comme menant à des rejets importants, la fréquence globale de rejets importants respecte les objectifs probabilistes.

Par ailleurs, EDF a également étudié les risques de rejets par défaillance de la troisième barrière de confinement. Cette étude permet d'identifier les fragilités des dispositions mises en place pour limiter les rejets radioactifs en situation d'accident grave. Les modes de perte du confinement qui contribuent le plus à la fréquence globale de rejets importants résultent, d'une part, d'un défaut d'isolement de l'enceinte de confinement, d'autre part, d'une perte des ventilations.

L'ASN considère acceptable la méthode employée par EDF pour réaliser les études probabilistes de sûreté de niveau 2 relatives aux événements internes au réacteur. L'ASN souligne l'intérêt de l'évaluation des conséquences radiologiques réalisée dans le cadre de ces EPS et considère que ces évaluations devront être développées, en tenant compte des remarques et des demandes issues de l'instruction réalisée dans le cadre de la mise en service du réacteur, lors des prochaines mises à jour des EPS du réacteur prévues dans le dossier de fin de démarrage.

L'ASN considère également que, au stade de la mise en service, les études probabilistes de sûreté de niveau 2 développées par EDF pour le réacteur EPR de Flamanville sont satisfaisantes. Elles permettent une évaluation complémentaire du niveau de sûreté du réacteur, ainsi que de la robustesse de la conception de l'installation et participent à la vérification de l'atteinte des objectifs de sûreté en situation d'accident grave. Cependant, l'ASN relève que la fréquence des rejets importants est proche de la cible probabiliste fixée par EDF au cours de la conception. En conséquence, l'ASN sera attentive aux résultats qui seront obtenus lors de la mise à jour des EPS à laquelle EDF s'est engagée à échéance du dossier de fin de démarrage.

5.2.8.3. Études probabilistes de niveau 1 pour les agressions

Afin de répondre aux directives techniques [52] demandant que l'étude probabiliste intègre dès la conception les agressions internes, EDF a réalisé une EPS relative aux risques d'inondation d'origine interne, une EPS relative aux risques d'incendie et une EPS relative aux risques d'explosion.

EDF a justifié que les risques liés aux autres agressions internes (rupture de tuyauterie haute énergie, risque lié à l'émission de projectiles et risque lié aux chutes de charge) étaient couverts par d'autres études probabilistes.

EDF a également réalisé des études probabilistes concernant les séismes, les chutes d'avion, les risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication, les inondations d'origine externe, les conditions climatiques extrêmes (grand froid, neige et vent, frasil et prise en glace, canicule, sécheresse), ainsi que la foudre et les interférences électromagnétiques.

EDF a défini au cours de la conception les cibles probabilistes suivantes :

- pour les agressions externes, une fréquence globale de fusion du cœur inférieure à 5.10^{-6} par année réacteur ;
- pour tous les autres événements, intégrant les agressions internes, une fréquence globale de fusion du cœur inférieure à 3.10^{-6} par année réacteur.

Les études transmises par EDF concluent au respect de ces cibles probabilistes.

L'ASN considère que les études probabilistes relatives aux agressions transmises par EDF au stade de la mise en service sont globalement satisfaisantes. Par ailleurs, EDF s'est engagée, à échéance du dossier de fin de démarrage, à une mise à jour de ses EPS en tenant compte de l'état de l'installation telle que construite et des résultats des essais qui devront notamment intégrer les demandes de l'ASN et les engagements qu'EDF a pris au cours de l'instruction, ce qui est satisfaisant.

Pour ce qui concerne les études probabilistes de sûreté relatives à l'inondation interne, l'ASN considère que les éléments apportés par EDF sont acceptables dans le cadre d'études réalisées à la conception. EDF s'est également engagée à mettre à jour, dans le dossier de fin de démarrage, ces études en y intégrant l'état de l'installation telle que construite et en apportant des compléments au titre des engagements qu'elle a pris au cours de l'instruction, ce qui est satisfaisant.

5.2.8.4. Études probabilistes pour les situations de long terme

Les directives techniques [52] disposent que, dans le cadre des études probabilistes, les risques de perte de longue durée des alimentations électriques externes et de la source froide doivent être examinées.

EDF a réalisé au stade de la demande d'autorisation de mise en service du réacteur des études probabilistes spécifiques pour les situations de :

- perte de longue durée des alimentations électriques externes ;
- perte de longue durée de la source froide.

L'étude de long terme analyse les conséquences du cumul de ces deux initiateurs sur une durée de 100 heures. L'objectif de ces études est de vérifier que les situations listées ci-dessus ne conduisent pas, si elles perdurent plus de 24 heures, à un accroissement significatif du risque de fusion du cœur ou du combustible respectivement dans le bâtiment réacteur et dans le bâtiment du combustible.

L'ASN souligne les efforts réalisés par EDF pour modéliser les interactions fonctionnelles entre les séquences liées à la perte de refroidissement et celles liées au découvrément des assemblages de combustible. L'ASN considère que ces études mettent notamment en évidence l'importance des dispositions du noyau dur dans la gestion des événements de longue durée.

5.2.8.5. Conclusion générale sur les études probabilistes de sûreté

L'ASN considère que les études probabilistes de sûretés présentées par EDF pour la mise en service du réacteur EPR de Flamanville sont globalement satisfaisantes. Elles participent à l'évaluation des dispositions mises en place pour limiter les risques de fusion du cœur (EPS de niveau 1) et les risques de rejets dans l'environnement (EPS de niveau 2). EDF s'est engagée à fournir une mise à jour des études probabilistes de niveaux 1 et 2 en tenant compte de l'état de l'installation telle que construite et des résultats des essais à échéance du dossier de fin de démarrage du réacteur, en intégrant les demandes formulées par l'ASN [124] et les engagements qu'elle a pris au cours des différentes instructions, ce qui est satisfaisant.

5.2.9. Dispositions prévues au titre des situations « noyau dur »

À la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi survenu le 11 mars 2011, l'ASN a demandé à EDF de mener des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) de ses réacteurs en exploitation, ainsi que du réacteur EPR de Flamanville alors en cours de construction [14].

Après examen des conclusions de ces évaluations, l'ASN a adopté un ensemble de décisions en date du 26 juin 2012, dont une applicable au réacteur EPR de Flamanville [15], demandant notamment à EDF de définir un « noyau dur » de dispositions matérielles et organisationnelles robustes visant, pour les situations extrêmes étudiées dans le cadre des ECS à :

- prévenir un accident avec fusion du combustible ou en limiter la progression ;
- limiter les rejets radioactifs massifs ;
- permettre à l'exploitant d'assurer les missions qui lui incombent dans la gestion d'une crise.

Les choix d'EDF en ce qui concerne le « noyau dur » et les situations qu'il doit être en mesure de gérer ont été examinées dans le cadre de la réunion du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires des 13 et 20 décembre 2012. À la suite de cette réunion, l'ASN a complété ses demandes par un ensemble de décisions en date du 21 janvier 2014, dont une applicable au réacteur EPR de Flamanville [18], visant à préciser certaines dispositions de conception du « noyau dur », en particulier, la définition des niveaux d'agressions naturelles extrêmes d'origine externe à retenir pour le « noyau dur » et la liste des situations devant être couvertes (dites « situations noyau dur »²⁰).

Dispositions prévues par EDF pour le réacteur EPR de Flamanville

Pour le réacteur EPR de Flamanville, et afin de répondre aux objectifs fixés par ces décisions, EDF a étudié les conséquences des aléas extrêmes retenus pour le site de Flamanville (le séisme, l'inondation dont les pluies de forte intensité, les vents extrêmes, la foudre, la grêle et la tornade) sur le réacteur EPR.

Ces études ont conduit EDF à mettre en œuvre des dispositions organisationnelles et des moyens matériels, fixes ou mobiles, supplémentaires par rapport à la conception initiale du réacteur EPR de Flamanville (source froide et moyens de pompage pour des appoints en eau, moyens d'appoint en carburant et en huile pour les sources électriques de secours, centre de crise local) pour faire face aux situations « noyau dur ». Ces moyens

²⁰ Les situations suivantes, ainsi que les situations résultant de leurs cumuls, sont dénommées « situations noyau dur » :

- la perte totale des alimentations électriques n'appartenant pas au « noyau dur » ;
- la perte totale de la source froide n'appartenant pas au « noyau dur » ;
- les agressions externes retenues pour le « noyau dur » ;
- les situations résultant de l'état de l'installation, du site et de son environnement après une ou des agressions externes retenues pour le « noyau dur ».

supplémentaires sont en nombre limité, notamment car la plupart des systèmes, structures et composants de l'îlot nucléaire ont été conçus pour un séisme de dimensionnement qui couvre le spectre du séisme « noyau dur ».

Parmi les dispositions spécifiques, le système SEG d'alimentation en eau brute généralisée puise l'eau d'un bassin situé en haut de la falaise pour effectuer en « situation noyau dur » :

- un appoint à la piscine d'entreposage du combustible afin d'y maintenir un inventaire en eau suffisant pour éviter le découvrement des assemblages de combustible, en situation d'ébullition ;
- un appoint aux bâches ASG d'eau de secours du secondaire des générateurs de vapeur, afin de prolonger l'autonomie du refroidissement du circuit primaire par le circuit secondaire.

Le système SEG est composé de parties fixes et de parties mobiles, dont des moyens flexibles pour acheminer l'eau depuis les points de connexion en pied de falaise vers les piquages vers la piscine et les bâches ASG. Il est prévu que l'eau du bassin s'écoule de manière gravitaire pendant une durée minimale de trois jours. À l'issue de ce délai, une pompe acheminée par la Force d'action rapide du nucléaire (FARN) est mise en place dans le bassin et raccordée au réseau SEG.

Par ailleurs, EDF a construit un centre de crise local (CCL), conçu pour permettre la gestion d'une crise survenant simultanément sur l'ensemble des trois réacteurs du site dans la durée, en assurant une accessibilité et une habitabilité suffisantes.

Position de l'ASN

Dans le cadre de la prise en compte du retour d'expérience de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, l'ASN considère que :

- les objectifs de sûreté retenus par EDF pour le noyau dur sont acceptables ;
- les agressions externes retenues pour le noyau dur pour le site de Flamanville ainsi que leurs caractéristiques [96] sont acceptables ;
- les conclusions, présentées dans le rapport de sûreté, de la démarche d'identification des systèmes structures et composants (SSC) du noyau dur, basée sur une analyse fonctionnelle des « situations noyau dur » sont satisfaisantes pour la mise en service. Des compléments sont attendus sur certains points à échéance du dossier de fin de démarrage, en réponse aux demandes formulées dans les lettres [119] et [163] ;
- les conclusions, présentées dans le rapport de sûreté, des études de résistance des SSC du noyau dur aux agressions « noyau dur » et à leurs effets induits, ainsi que les conclusions de la qualification des SSC du noyau dur aux conditions accidentelles sont satisfaisantes pour la mise en service. Des éléments sont attendus sur certains points à échéance du dossier de fin de démarrage, en réponse aux demandes formulées dans la lettre [119] ;
- les principes de conception du CCL de Flamanville sont globalement satisfaisants. Afin de répondre à une réserve de l'ASN [117], EDF a complété ces dispositions par l'installation, dans l'espace de gestion de crise du CCL, en cas de franchissement de critères de radioprotection, d'un dispositif mobile de surveillance en continu de la contamination atmosphérique au poste de travail composé d'une balise « aérosols » et d'une balise « gamma ».

L'ASN considère ainsi qu'EDF a fourni les éléments attendus au stade de la mise en service du réacteur. Des éléments complémentaires, ainsi qu'une mise à jour de certains points du rapport de sûreté, sont attendus à échéance du dossier de fin de démarrage.

5.2.10. Fonctions à assurer pour la maîtrise des risques et principaux matériels associés

Pour les risques de nature radiologique, le décret d'autorisation de création de Flamanville 3 [2] et l'arrêté INB [5] prévoient que les fonctions suivantes doivent être assurées :

- la maîtrise des réactions nucléaires en chaîne ;
- l'évacuation de la puissance dégagée par le combustible nucléaire ;
- le confinement des substances radioactives ;
- la protection des personnes et de l'environnement contre les rayonnements ionisants.

Des structures ou systèmes permettent de réaliser ces fonctions. Les principaux systèmes « de sauvegarde »²¹ utilisés pour faire face aux accidents postulés dans la démonstration de sûreté nucléaire sont présentés en annexe 4. Parmi ces systèmes, ceux qui présentent des évolutions majeures par rapport à ceux des autres réacteurs en fonctionnement d'EDF et qui ont donné lieu à une instruction spécifique font l'objet des paragraphes ci-après.

5.2.10.1. Référence réglementaire et exigences afférentes aux fonctions et éléments importants pour la protection (EIP)

Référence réglementaire (arrêté INB)

Dans les installations nucléaires de base (INB), la prévention des incidents et accidents de nature radiologique et, s'ils survenaient, la limitation de leurs conséquences reposent sur la réalisation de fonctions de sûreté (cf. I de l'article 3.4 de l'arrêté INB [5]). Les éléments qui réalisent ces fonctions de sûreté sont classés éléments importants pour la protection²² (cf. article 1^{er}.3 de l'arrêté INB [5]). Les exigences de conception, de réalisation et de suivi en exploitation attribuées aux éléments importants pour la protection dépendent de leur rôle dans la démonstration de sûreté nucléaire. Le « classement de sûreté » (cf. paragraphe ci-après) constitue la démarche formalisée et structurée, établie et mise en œuvre par l'exploitant, qui permet de définir les exigences générales de conception, de fabrication et de suivi en exploitation applicables aux systèmes, structures et composants (SSC) en fonction de leur importance pour la sûreté. Les directives techniques en référence [52], dans leur chapitre B2, donnent des orientations pour la démarche de classement de sûreté.

Les dispositions du chapitre V du titre II de l'arrêté INB [5] prévoient notamment que l'exploitant dresse les listes des éléments importants et des activités importantes pour la protection, ci-après appelés « EIP » et « AIP », et spécifie les exigences définies associées.

Principes de la démarche de classement des fonctions et des EIP

Dès la phase de conception du réacteur EPR de Flamanville, EDF s'est appuyée sur un classement de sûreté pour définir les exigences applicables aux SSC.

²¹ Les systèmes de sauvegarde permettent de maîtriser les situations accidentelles et d'en limiter les conséquences.

²² La protection des intérêts correspond à la sécurité, la santé et la salubrité publiques et la protection de la nature et de l'environnement (article L. 593-1 du code de l'environnement).

La démarche de classement retenue par EDF pour le réacteur EPR de Flamanville est déclinée selon deux approches complémentaires :

- une approche « barrière », formalisée par un classement mécanique ;
- une approche « fonctionnelle », formalisée par un classement fonctionnel des fonctions de sûreté et des systèmes et composants qui les réalisent. La répartition dans ces classes est, en premier lieu, basée sur la contribution soit à l'atteinte des deux états physiques que sont « l'état contrôlé » et « l'état sûr » pour les conditions de fonctionnement de référence (PCC-2 à PCC-4) soit à l'atteinte de « l'état final » pour les conditions de fonctionnement RRC-A. En complément, un classement fonctionnel est également associé à différentes situations dont la prévention des rejets importants et à l'atteinte et au maintien d'un « état maîtrisé » en situation d'accident grave, la maîtrise des agressions internes et externes.

En complément, deux classes sismiques ont été définies pour les EIP, associées à des exigences différentes (opérabilité, stabilité, etc.) en cas de séisme de dimensionnement (SDD) et des classements de sûreté spécifiques ont été définis pour les bâtiments et les dispositifs de manutention (classement HS1 ou HS2).

De plus, EDF a complété sa démarche en introduisant une nouvelle catégorie d'équipements intitulée « autres EIPS²³ ». Ce statut « autres EIPS » permet à EDF d'identifier en tant qu'EIPS les éléments répondant à la définition donnée par l'arrêté INB [5] qui n'étaient pas classés en application de la démarche de classement de sûreté de l'EPR retenue en application des directives techniques [52].

Des exigences de conception, de construction et de suivi en exploitation sont attribuées à chaque SSC en fonction de ses classements de sûreté. Pour les équipements sous pression, ces exigences sont complétées par celles issues de la réglementation applicable aux équipements sous pression et aux équipements sous pression nucléaires (classement « ESPN »).

Dès 2014, sur la base de l'avis de l'IRSN et de l'avis du groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires, l'ASN a pris position sur la démarche de classement de sûreté mise en œuvre par EDF [87]. Les réponses apportées par EDF à ces demandes ont été examinées par le groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires en 2016. Au regard de l'ensemble des instructions relatives au classement de sûreté du réacteur EPR de Flamanville, l'ASN considère que les principes de la démarche de classement des fonctions et des EIPS sont complexes mais satisfaisants.

Qualification des EIP

Cadre réglementaire

Le V de l'article 2 du décret d'autorisation de création [2] dispose que « *La démonstration doit être apportée que les matériels installés dans l'installation respectent les exigences fonctionnelles qui leur sont affectées en relation avec leurs rôles dans la démonstration de sûreté, dans les conditions d'environnement associées aux situations pour lesquelles ils sont requis* ». Cette exigence apparaît également dans les directives techniques [52], notamment dans la partie B.2.2.1. EDF doit ainsi, préalablement à la délivrance de l'autorisation de mise en service du réacteur, démontrer la qualification des matériels aux conditions accidentelles.

²³ Les EIPS sont les EIP importants pour la sûreté.

Démarche définie par EDF pour la qualification du matériel aux conditions accidentelles

Pour justifier de la qualification des matériels aux conditions accidentelles, la démarche d'EDF se structure en trois étapes successives.

La première étape consiste à définir les exigences de qualification, c'est-à-dire les conditions accidentelles les plus pénalisantes auxquelles un équipement peut être soumis. La méthodologie permettant de les définir est explicitée dans le chapitre 3.7 du rapport de sûreté joint à la demande d'autorisation de mise en service [165], y compris pour les équipements utilisés en cas d'accident grave, qui font l'objet d'exigences spécifiques.

La deuxième étape consiste, à partir des exigences établies lors de la première étape, à définir le programme de qualification. Différentes méthodes peuvent être utilisées pour démontrer la qualification d'un matériel : par essais, par analyse, par calcul ou bien par analogie en prenant pour référence un matériel similaire. L'expérience d'exploitation peut également être valorisée. Ces différentes méthodes peuvent être utilisées simultanément, créant ainsi des méthodes mixtes. Lorsque la démonstration de la qualification d'un matériel passe par la réalisation d'essais, un programme d'essais est défini. Ce programme inclut les critères à respecter.

La troisième et dernière étape de la démarche de qualification consiste à assurer la traçabilité de la démonstration de la qualification. La note de synthèse de qualification (NSQ) récapitule l'ensemble des essais réalisés et des analyses menées et les résultats obtenus et prononce la qualification d'un matériel. La NSQ doit ainsi apporter la démonstration que le matériel respecte les exigences de qualification qui ont été définies. Le bilan de qualification (BQ) [167] référence les NSQ applicables associées aux équipements et apporte donc la démonstration de la qualification aux conditions accidentelles de l'ensemble des matériels.

L'instruction de la démarche par l'ASN

Dès 2004, EDF a présenté les principes retenus pour l'évolution de la démarche de qualification des équipements aux conditions accidentelles pour le réacteur EPR.

Les principes de qualification des équipements de l'EPR, la définition des familles d'ambiance dans le bâtiment réacteur (BR) et les hypothèses retenues pour la définition des profils de pression, température et irradiation dans le BR ont été examinés par le groupe permanent d'experts pour les réacteurs lors de ses réunions du 5 juillet 2005 et du 26 janvier 2006. Les principes et la méthode pour établir la liste des équipements à qualifier tout comme les familles d'ambiance retenues pour le BR ont été jugées satisfaisants. EDF a également pris plusieurs engagements sur les conditions devant être respectées dans la mise en œuvre de la démarche de qualification des équipements.

- 1) Instruction de la méthode générale de qualification des équipements aux conditions accidentelles hors accident grave

L'ASN a examiné avec l'appui de l'IRSN les masses d'eau et de vapeur et la quantité d'énergie libérées dans l'enceinte de confinement en conditions accidentelles. Cette libération peut induire un dépassement local et temporaire de la température de saturation d'eau retenue pour le profil de qualification retenu. Pour tenir compte de ce phénomène, EDF a proposé une démarche pour déterminer l'épaisseur minimale d'acier permettant de garantir que la température de surface des matériels reste inférieure au profil de température retenu pour qualifier les matériels. L'instruction du dossier a révélé que cette démarche ne permet pas de garantir le caractère conservatif des valeurs d'épaisseur minimales d'acier des matériels, compte tenu des incertitudes associées aux échanges thermiques entre l'atmosphère de l'enceinte et les matériels. À la suite d'une demande de l'ASN [92], EDF a réalisé des études de sensibilité sur les propriétés thermiques des

matériaux et sur le coefficient d'échange entre l'atmosphère et les structures. Ces études démontrent l'existence de marge entre la température de surface des matériels et leur température de qualification. Ce point n'appelle plus de remarque de l'ASN.

L'ASN a également examiné, avec l'appui de l'IRSN, la méthode de calcul des doses intégrées par les équipements situés dans le bâtiment réacteur, le bâtiment combustible et le bâtiment des auxiliaires de sauvegarde. Cette méthode est utilisée pour les réacteurs en fonctionnement d'EDF et le réacteur EPR de Flamanville. Cet examen a conduit l'ASN à rédiger la lettre en référence [91], qui conclut au caractère globalement satisfaisant de cette méthode.

Concernant le bâtiment du combustible (BK), le profil de qualification et les familles d'ambiance ont été instruits dans le cadre de la réunion du groupe permanent d'experts pour les réacteurs sur la sûreté de l'entreposage et de la manutention du combustible en 2016.

En 2015, l'ASN a examiné avec l'appui de l'IRSN :

- les familles d'ambiance des locaux situés dans les bâtiments des auxiliaires de sauvegarde (BAS) définis par EDF ;
- les profils de qualification en pression et température retenus par EDF des locaux situés dans les BAS ;
- la liste des équipements devant être qualifiés.

À l'issue de cette instruction, l'ASN a transmis à EDF plusieurs demandes par le courrier en référence [106]. EDF y a répondu de manière satisfaisante.

2) Instruction de la méthode spécifique en condition d'accident grave

EDF a établi une méthode spécifique pour justifier la qualification des équipements utilisés en situation d'accident avec fusion du cœur. EDF a défini des profils enveloppes de pression et de température à retenir pour la qualification des équipements du bâtiment réacteur. Pour certains matériels ne participant pas à l'étanchéité du confinement, un profil spécifique est parfois utilisé par EDF.

En 2009, l'ASN a procédé, avec l'appui de l'IRSN, à un examen préliminaire de la démarche proposée par l'exploitant. L'ASN a considéré dans le courrier en référence [73] que la démarche proposée était acceptable sous réserve de compléments apportés depuis par EDF.

En 2018, l'ASN a analysé les profils de qualification en pression et température retenus pour la qualification des équipements aux conditions d'accident grave, les hypothèses pour le calcul des doses d'irradiation intégrées en situation d'accident grave par les matériels, la liste des matériels et de l'instrumentation nécessaires en situation d'accident grave ainsi que les exigences de qualification associées et la durée durant laquelle les exigences fonctionnelles doivent être assurées. À l'issue de cette instruction, l'ASN a considéré que la méthodologie mise en place par l'exploitant afin de qualifier les équipements aux conditions d'accidents graves est acceptable sous réserve de la prise en compte de plusieurs demandes figurant dans le courrier en référence [118] et pour lesquelles EDF a apporté une réponse satisfaisante. L'ASN n'a plus de remarques sur la méthode de qualification des équipements aux conditions d'accident grave.

3) Instruction de la démonstration de la qualification pour des lots de matériels

Après avoir évalué la méthode de qualification des matériels aux conditions accidentelles et sa déclinaison, l'ASN a examiné par échantillonnage les notes de synthèse de qualification (NSQ) de différents lots d'équipements.

Pour cette analyse, l'ASN, avec l'appui de l'IRSN, a sélectionné plusieurs équipements. Le choix des matériels a été fait de façon à sélectionner un échantillon final représentatif de tous les équipements nécessitant d'être qualifiés aux conditions accidentelles pour assurer une fonction de sûreté.

Une analyse a été menée sur plusieurs lots d'équipements électriques [103] [110]. Une analyse dédiée a été réalisée sur les composants électriques programmés (CEP) du fait de la particularité de ces équipements électriques, qui intègrent un ou plusieurs composants ou modules embarquant un logiciel [110]. Une instruction a également été menée sur deux lots de matériels mécaniques [122] [127].

Les réponses apportées par EDF aux demandes de l'ASN ont été instruites. Les conclusions figurent dans les courriers en références [133], [134] et [136]. À l'issue de cette instruction, l'ASN considère que les éléments apportés par EDF pour apporter la démonstration de la qualification des équipements aux conditions accidentelles sont satisfaisants.

4) Contrôle exercé par l'ASN

En complément de son programme d'instruction, l'ASN a réalisé plusieurs inspections au sein des services centraux d'EDF. Ces inspections avaient pour objectif de contrôler la mise en œuvre de la démarche définie par l'exploitant pour démontrer la qualification des matériels aux conditions accidentelles et ont donné lieu aux lettres de suite en références [101], [109] et [123].

Lors de ces inspections, les inspecteurs ont constaté à plusieurs reprises l'insuffisance de la traçabilité du traitement et de la levée des réserves de qualification. La démonstration de la qualification des équipements aux conditions accidentelles dépend notamment du traitement et de la levée des réserves de qualification identifiées par EDF et ses fournisseurs, ce qui nécessite une traçabilité rigoureuse. Ces constats répétés ont conduit l'ASN, par décision du 25 février 2019 [35], à mettre en demeure EDF de respecter les dispositions de l'article 2.5.6 de l'arrêté du 7 février 2012. En septembre 2019, l'ASN a réalisé une nouvelle inspection sur le thème de la qualification des matériels [129]. L'ASN a constaté que les dispositions mises en œuvre par EDF pour assurer la traçabilité des réserves de qualification et de leur traitement étaient satisfaisantes. Ainsi, l'ASN n'a pas engagé de suite à la mise en demeure susmentionnée.

5) Pérennité et maintien de la qualification aux conditions accidentelles des équipements installés sur site en vue de la mise en service

Le V de l'article 2 du décret d'autorisation de création du réacteur de type EPR de Flamanville [2] dispose que : *« Des dispositions d'études, d'essais, de contrôle et de maintenance sont définies et mises en œuvre en vue d'assurer la pérennité de la qualification des matériels aux situations accidentelles ».*

Au-delà de la démonstration initiale de la qualification des équipements aux conditions accidentelles, il est également nécessaire de s'assurer, en amont de la mise en service du réacteur, du maintien de la qualification aux conditions accidentelles des équipements installés sur le site, parfois depuis plusieurs années.

Dans un premier temps, l'ASN a été vigilante quant au respect des durées de qualification des équipements (durée de vie qualifiée). En règle générale, les processus de qualification ont permis de garantir des durées de

vie qualifiée qui permettent d'envisager le démarrage et l'exploitation du réacteur sans remplacer de nombreux matériels installés depuis plusieurs années. Ce sujet a été l'occasion pour l'ASN de clarifier sa position sur le moment à partir duquel elle considère que la durée de vie qualifiée des matériels électriques doit être décomptée. L'ASN considère que, pour les matériels électriques, la date de mise sous tension du matériel est le point de départ pour décompter la durée de vie qualifiée.

Par ailleurs, plusieurs inspections ont mis en évidence des éléments pouvant remettre en cause la qualification de certains équipements. De nombreux équipements ont notamment été installés sur le site alors que les fiches de maintien de la qualification (FMQ), documents identifiant les exigences à respecter pour le maintien de leur qualification aux conditions accidentelles, n'étaient pas disponibles. Cette situation a conduit l'exploitant à proposer un plan d'action afin de recueillir l'ensemble des exigences applicables et de réaliser des contrôles par échantillonnage permettant d'identifier et de traiter d'éventuelles réserves. Cette démarche a été présentée à l'ASN qui a considéré que la méthodologie proposée était satisfaisante.

L'application de cette méthodologie sur le site a fait l'objet d'une inspection [139] et un bilan détaillé des résultats a été communiqué à l'ASN. L'ASN a ainsi conclu que les éléments apportés par l'exploitant permettent de garantir la pérennité de la qualification aux conditions accidentelles des équipements installés en vue de la mise en service de l'installation.

5.2.10.2. Systèmes

Ce chapitre présente les systèmes qui comportent des évolutions de conception par rapport aux réacteurs en exploitation et précise les conclusions des instructions en rapport avec ces systèmes.

Systèmes de protection et de sauvegarde

Contrôle-commande

Le contrôle-commande est constitué de l'ensemble des systèmes effectuant automatiquement des mesures et assurant des fonctions de régulation ou de protection. L'appellation contrôle-commande couvre :

- les capteurs de mesure (température, pression, activité, etc.) et les commandes d'actionneurs. Ces éléments constituent le niveau 0 du contrôle-commande ;
- les dispositifs qui élaborent, sur la base des données d'entrée, des ordres automatiques pour le maintien des paramètres dans les limites autorisées ou pour le déclenchement d'actions de protection (arrêt automatique du réacteur, isolement de l'enclencheur, etc.). Ces éléments constituent le niveau 1 du contrôle-commande ;
- les dispositifs d'interface avec les opérateurs en salle de commande (pupitre de commande, alarme, etc.), qui constituent le niveau 2 du contrôle-commande.

Pour le réacteur EPR, EDF a retenu comme objectif de disposer de systèmes permettant un pilotage plus aisé et plus sûr de l'installation. Ils doivent également permettre d'assurer une surveillance accrue de l'installation. Afin de répondre à ces objectifs, EDF a opté pour une utilisation plus fréquente des technologies numériques et des automates programmables par rapport à ses autres réacteurs.

1) L'architecture du contrôle-commande

Outre l'utilisation, à la marge, de modules de contrôle-commande dédiés pour assurer certaines fonctions, l'architecture²⁴ du contrôle-commande du réacteur EPR de Flamanville s'organise principalement autour de deux plateformes²⁵ numériques :

- le « Téléperm XS » (TXS) développé spécifiquement pour l'industrie nucléaire et dédié notamment aux fonctions de sauvegarde du réacteur en situation d'incident ou d'accident ;
- le « SPPA T2000 » développé pour l'industrie conventionnelle, utilisé pour des fonctions liées au fonctionnement normal du réacteur et pour certaines fonctions de sauvegarde du réacteur en situation d'accident.

Les principaux enjeux liés à une telle conception sont :

- la fiabilité de la communication d'informations entre les différentes plateformes et entre les différents systèmes de contrôle-commande ;
- la priorisation des ordres reçus par les automates ;
- la garantie que la défaillance d'un système ne dégrade pas les fonctions d'un système ayant un classement de sûreté supérieur ;
- la capacité des plateformes à accueillir des fonctions classées, compte tenu des exigences de conception associées.

Dès 2006, à la suite d'une réunion du groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires en 2005, l'ASN, avait considéré par courrier en référence [59] que l'architecture générale du contrôle-commande devrait faire l'objet d'un examen approfondi.

Ainsi, à la demande de l'ASN, le groupe permanent d'experts s'est réuni en 2009, puis en 2011, afin d'évaluer les choix de conception détaillée retenus par EDF pour la définition et la mise en œuvre du contrôle-commande du réacteur EPR de Flamanville.

Les demandes formulées par l'ASN à la suite de ces réunions ont notamment conduit EDF à :

- modifier l'architecture du contrôle-commande en créant un « système de contrôle-commande noyau-dur²⁶ » (CCND), destiné à faire face à une situation de perte totale de la plateforme SPPA-T2000 cumulée à certaines situations accidentelles ;
- revoir l'allocation de certaines fonctions sur l'une ou l'autre des plateformes ;
- apporter de nombreux éléments justificatifs complémentaires.

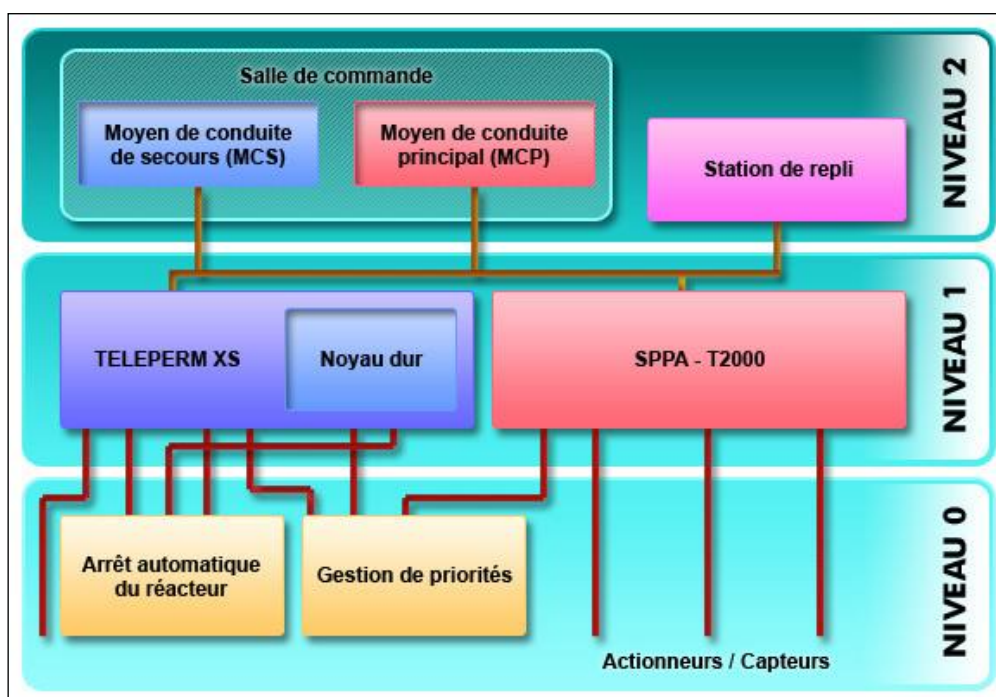
À la suite de son instruction, l'ASN considère l'architecture du contrôle-commande de l'EPR de Flamanville satisfaisante. En particulier, elle considère que :

²⁴ Manière dont les équipements sont regroupés dans des systèmes ou au contraire rendus indépendants (physiquement, électriquement, technologiquement, logiquement).

²⁵ Une plateforme est un outil de contrôle-commande constitué de modules matériels, d'un logiciel dit « système » et de logiciels d'application.

²⁶ À ne pas confondre avec le noyau dur des dispositions techniques et organisationnelles définies à la suite des évaluations complémentaires de sûreté réalisées après l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi.

- la conception de la plateforme TXS est satisfaisante et permet d'accueillir des fonctions de sûreté de classement F1A [69] ;
- les automates de la plateforme de contrôle-commande SPPA-T2000 sont aptes à accueillir des fonctions de sûreté classées F1B et, *a fortiori*, F2 [77] ;
- l'ajout du CCND, même s'il complexifie l'architecture du contrôle commande, accroît sa tolérance à certaines défaillances du système d'automatisme de sûreté. Les avantages de l'introduction du CCND l'emportent sur l'inconvénient lié à la complexification [77] ;
- le principe du dispositif de validation des commandes transmises par le moyen de conduite principal au système de protection est acceptable [77] ;
- les dispositions de conception et d'installation (fonctions de chargement et de contrôle de conformité des logiciels applicatifs) proposées pour garantir la conformité du moyen de conduite principal à sa configuration validée sont acceptables [77].



Architecture du contrôle commande du réacteur 'EPR de Flamanville

2) Le système de protection

Le système de protection est un système de contrôle-commande essentiel pour la gestion des situations incidentelles ou accidentelles. Il a pour rôle de mettre en œuvre les fonctions automatiques, les actions manuelles, ainsi que les fonctions de surveillance nécessaires pour l'atteinte de l'état contrôlé. Il doit également mettre en œuvre certaines fonctions nécessaires pour atteindre l'état sûr ou l'état final. Par exemple, il active notamment l'arrêt automatique du réacteur, l'injection de sécurité et l'isolement de l'enceinte. Le logiciel du système de protection, affecté d'un classement F1, est implémenté sur la plateforme Téléperm XS.

Le logiciel du système de protection traitant des données numériques, il est irréaliste de couvrir tous les champs de données possibles par des essais visant à vérifier son bon fonctionnement. Les activités de conception, de validation et de vérification du logiciel du système de protection doivent ainsi être conduites avec une méthodologie garantissant la qualité de sa réalisation. Ces activités, complétées par les essais de

démarrage, doivent aussi permettre de détecter plus facilement les éventuelles anomalies ou écarts de réalisation. Conformément aux directives techniques en référence [52], le concepteur a mis en place des règles concernant le développement du logiciel de ce système de contrôle-commande, recensées dans un plan qualité. Ce plan qualité décrit également les règles concernant l'implémentation, au travers de mises à jour, de modifications du système de protection.

L'ASN a sollicité à plusieurs reprises le groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires et l'IRSN, afin notamment de recueillir leur avis sur le plan qualité et les mises à jour des versions du système de protection.

Plusieurs écarts affectant le contrôle-commande ont été détectés, notamment lors des essais de démarrage. L'ASN a mené une inspection chez le fabricant Framatome avec l'appui de l'IRSN [130] sur la gestion des mises à jour du contrôle-commande. Les constats de l'ASN l'ont conduit, pour déterminer le caractère ponctuel ou généralisé de ces écarts liés à l'implémentation du logiciel, à examiner, avec l'appui de l'IRSN, les évolutions du plan qualité et la qualité de réalisation du logiciel, notamment en demandant à l'exploitant de mener des actions de vérification ciblées de la version implémentée. À l'issue de cet examen [142] [153], d'une deuxième inspection au sein des équipes de Framatome [137], et considérant les réponses apportées par l'exploitant, l'ASN considère que les dispositions organisationnelles retenues pour le développement du logiciel du système de protection, ainsi que les actions visant à vérifier sa bonne réalisation sont satisfaisantes.

3) L'instrumentation

L'instrumentation a pour rôle de mesurer les paramètres physiques, qui une fois traités par les automates (niveau 1 du contrôle-commande), fournissent les informations nécessaires pour la conduite normale, incidentelle ou accidentelle via les dispositifs d'interface à disposition des opérateurs en salle de commande (niveau 2 du contrôle commande). Ces mesures sont réalisées par des capteurs de différents types qui font l'objet d'un classement et d'une qualification cohérents avec leurs fonctions. Dans le cadre de son instruction, l'ASN a notamment examiné, avec l'appui de l'IRSN, la qualification de l'instrumentation susceptible d'être utilisée en cas d'accident grave (voir paragraphe 5.2.10.1).

L'instrumentation du cœur permet de calibrer les chaînes de protection et de surveiller le cœur. Elle élabore également un signal permettant d'enclencher l'arrêt automatique du réacteur. Conformément à l'article III-1.1.1 du décret d'autorisation de création du réacteur EPR de Flamanville [2], le suivi de la distribution de puissance dans le cœur est assuré par différents systèmes de mesure neutronique répartis dans et en dehors du cœur. Ainsi, le système RPN assure la surveillance de la réaction nucléaire en dehors du cœur, tandis que le système AMS (aeroball), les collectrons et les thermocouples constituent l'instrumentation interne du cœur (système RIC).

L'instrumentation du cœur du réacteur EPR de Flamanville se distingue de celle des autres réacteurs en fonctionnement d'EDF par l'utilisation du système AMS qui permet d'établir les cartes de flux afin d'obtenir une image de la distribution de puissance dans le cœur lorsque le réacteur est en puissance. Ce système, inspiré de la conception des réacteurs de type KONVOI, repose sur l'activation de billes en acier transportées par les tubes d'instrumentation à l'intérieur du cœur du réacteur. L'analyse de l'activation de ces billes et du temps de transport permet d'évaluer le flux neutronique dans le cœur.

L'ASN, avec l'appui de l'IRSN, a notamment examiné le retour d'expérience de l'instrumentation du cœur à l'issue du fonctionnement du premier réacteur EPR mis en service.

Dispositif de filtration de l'eau de l'IRWST

Conception de la fonction de filtration

En cas d'accident de perte de réfrigérant primaire (APRP) ou d'accident grave, les systèmes RIS-RA et EVU fonctionnent en aspirant l'eau dans le réservoir IRWST²⁷ situé en fond de bâtiment réacteur.

Le système RIS-RA permet d'assurer l'évacuation de la puissance résiduelle du cœur. La défaillance de cette fonction sur une certaine durée en situation d'APRP peut conduire à la fusion du cœur.

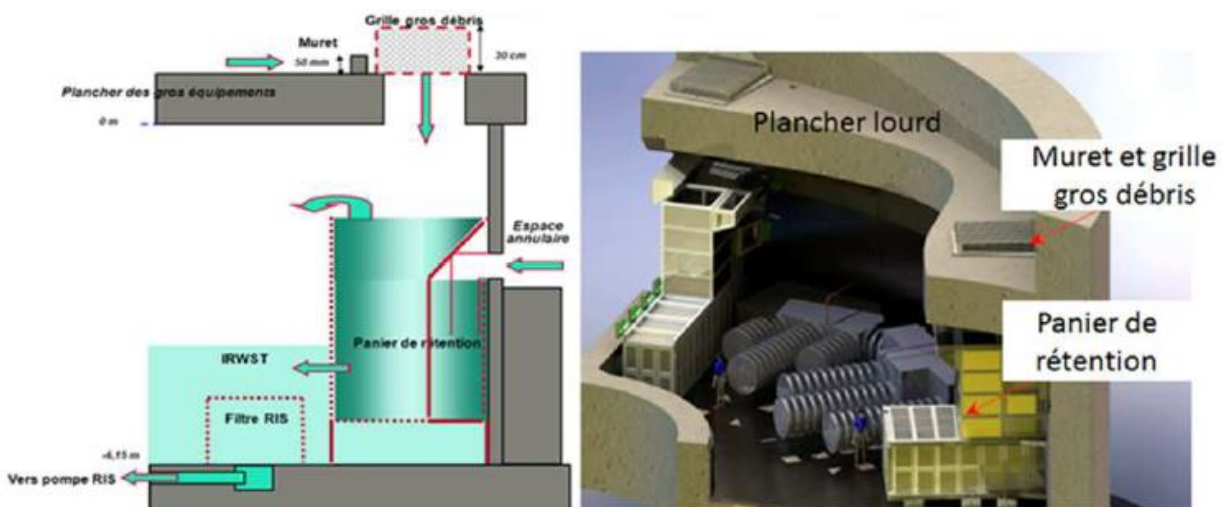
Le système EVU permet, en cas de fusion du cœur, d'assurer le transfert de la chaleur résiduelle de l'enclume vers la source froide ultime et ainsi de limiter la pression dans le bâtiment réacteur. Il permet également de réaliser le noyage passif de la zone d'étalement du corium par l'eau de l'IRWST après son étalement et d'assurer l'isolement thermique du radier du bâtiment réacteur afin de garantir son intégrité.

L'IRWST, qui est rempli en fonctionnement normal, recueille, en cas d'accident, l'eau provenant par ruissellement des niveaux supérieurs du bâtiment réacteur (eau perdue à la brèche, eau provenant des buses d'aspersion ou provenant de la condensation de l'eau de refroidissement de la chambre d'étalement du corium).

Dans certaines situations accidentelles, des débris sont générés du fait de l'onde de pression liée à la rupture de tuyauteries, du jet d'eau sortant de la brèche et des conditions d'ambiance dans le bâtiment réacteur au cours de l'accident. Ces débris peuvent être entraînés par l'eau de ruissellement jusque dans l'IRWST, dans lesquels les systèmes RIS et EVU aspirent l'eau.

Ainsi, ces débris pourraient être aspirés et nuire au bon fonctionnement de ces systèmes (par exemple en dégradant le fonctionnement des pompes) et donc perturber le refroidissement du cœur ou du corium. Ainsi, des dispositifs de filtration de ces débris ont été mis en place pour limiter ce risque.

La fonction de filtration est composée de plusieurs étages de filtration permettant de limiter le transport des débris susceptibles d'arriver jusqu'aux systèmes RIS et EVU : murets, grille « gros débris », paniers de rétention, filtres RIS et filtres EVU.



²⁷ In-containment refueling water storage tank : piscine d'eau borée située au fond de l'enclume

La conception de ce dispositif de filtration est complexe car il est nécessaire de trouver un point d'équilibre entre différentes exigences antagonistes pour :

- limiter le colmatage des filtres, afin d'éviter la perte par cavitation des pompes RIS ou EVU, ce risque étant pris en compte par le choix des surfaces filtrantes et de la taille d'une maille de filtre adaptées ; ceci peut conduire à laisser passer une certaine quantité de débris en aval des filtres ;
- garantir le fonctionnement des composants situés en aval des filtres ainsi que le refroidissement des assemblages de combustible, ce qui nécessite de réduire la quantité de débris traversant les filtres.

Historique des instructions pour le réacteur EPR de Flamanville et composition du dossier EDF

Système RIS-RA

La conception du système de filtration RIS-RA a fait l'objet d'un examen lors de de la séance du groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires des 4 et 5 juillet 2018 consacrée à l'examen du rapport de sûreté du réacteur EPR de Flamanville. Cette expertise a donné lieu à des demandes de l'ASN [124], notamment celle consistant à prendre en compte les résultats de l'instruction réalisée dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe.

Concernant le colmatage des filtres et la quantité de débris traversant ces filtres, les essais réalisés en 2019 ont montré que les calorifuges de type PROTECT 1000S et Microtherm avaient un pouvoir colmatant important sur les filtres et les assemblages de combustible. Ainsi, EDF a proposé de réduire significativement la présence de ces types de calorifuge dans le bâtiment réacteur, afin de limiter leur présence dans le « terme source débris » (TSD) amont.

Des essais réalisés par la suite ont montré qu'une quantité trop importante de fibres traversait le filtre, remettant en cause la capacité de refroidissement des assemblages de combustible. Afin de résoudre cette problématique, EDF a choisi de réduire la taille de la maille de filtration installée sur les filtres. Les premiers résultats d'essais avec de nouvelles tailles de mailles ont montré une réduction significative de la quantité de débris se retrouvant en aval des filtres (« TSD aval »). Cependant, à la suite de nouveaux essais, EDF a identifié que la colle contenue dans des enrubannages et manchons mis en place pour assurer la protection contre l'incendie de certains câbles et trémies dans le bâtiment réacteur possède un fort pouvoir colmatant sur les filtres. Au vu de la faible quantité de colle nécessaire pour provoquer le colmatage des filtres, EDF a procédé au retrait des enrubannages assurant la protection incendie de certains câbles et au retrait ou à la modification de manchons de trémie (mise en place de manchons sans colle), afin d'éliminer la totalité de la colle mobilisable dans le cas d'un APRP ou d'un accident grave initié par un APRP.

L'analyse du retrait ou de la modification de protections incendies (enrubannage de câbles et manchons de trémies) sur la démonstration du risque incendie dans le bâtiment réacteur est traité au paragraphe 5.2.2.1.

EDF s'est également engagée à réaliser un programme de recherche et développement à échéance de 2026, dédié à l'étude des caractéristiques et du comportement de la colle, afin de mieux comprendre les phénomènes physiques en jeu.

Système EVU

La conception du système de filtration EVU a également fait l'objet d'un examen dans le cadre de la séance du groupe permanent d'experts des 4 et 5 juillet 2018 consacrée à l'examen du rapport de sûreté du réacteur EPR de Flamanville. L'instruction réalisée dans ce cadre a conclu que les éléments apportés par EDF permettent de

démontrer que la conception de la fonction de recirculation de l'EVU en accident grave est satisfaisante, EDF s'engageant à compléter la robustesse de sa démonstration à échéance du dossier de fin de démarrage par une étude bibliographique afin d'analyser l'intérêt de réaliser des essais complémentaires permettant de mieux caractériser d'éventuels effets chimiques.

Toutefois, au vu des essais réalisés dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, ainsi que des essais réalisés pour la filtration RIS, un nouvel examen de la fonction de recirculation en accident grave a été réalisé dans le cadre de l'instruction de la mise en service du réacteur EPR de Flamanville en mai 2022. Afin d'assurer une certaine robustesse à la démonstration, EDF s'est engagée à réaliser un essai de colmatage des filtres EVU en situation d'accident grave en présence de colle, pour le TSD amont maximisant les pertes de charge au filtre. Cet essai, réalisé en septembre 2022, a été présenté ainsi que ses enseignements dans le dossier de démonstration de l'efficacité de la fonction de filtration transmis par EDF en janvier 2023.

Position de l'ASN sur le dossier présenté par EDF

Système RIS-RA

1) Caractérisation du terme source débris amont

Les modifications réalisées sur les calorifuges et leurs protections permettent une diminution importante de la quantité de fibre du TSD amont, ce qui améliore le fonctionnement de la filtration du réacteur selon les résultats des essais présentés par EDF. Par ailleurs, EDF a procédé au retrait total de la colle contenue dans les protections contre l'incendie dans les zones qui pourraient être affectées par un événement initiateur susceptible de générer et d'entraîner des débris dans l'IRWST, et a transmis un bilan des opérations de retrait attestant de l'achèvement des opérations.

L'ASN souligne les efforts menés par EDF pour réduire considérablement le TSD amont (cerclage de certaines tuyauteries susceptibles de générer une grande quantité de débris lors de leur rupture, suppression ou limitation de la quantité de certains calorifuges particuliers, évolution de la taille de la maille des filtres, suppression d'enrubannages de chemins de câble contenant de la colle dans les zones d'intérêt, etc.). Cependant, l'ASN a considéré qu'EDF doit poursuivre ses efforts sur la compréhension des phénomènes de colmatage des filtres RIS-RA et EVU après le démarrage de l'EPR. De ce fait, l'ASN a demandé à EDF :

- d'effectuer des essais complémentaires sur les peintures, dans les conditions représentatives d'un APRP, permettant de justifier les hypothèses retenues pour déterminer la zone de destruction des peintures liée à la brèche et la répartition des débris de peintures ainsi générés ;
- de définir au titre de la défense en profondeur des mesures compensatoires de conduite en cas de colmatage des filtres de l'IRWST ;
- de caractériser, dans le programme de R&D prévu à échéance de 2026, l'effet de l'évolution des caractéristiques de la colle au cours du temps dans les conditions du bâtiment réacteur sur le phénomène de colmatage du filtre RIS et des grilles des assemblages de combustible.

Afin de répondre à ces demandes, EDF s'est engagée :

- à échéance du dossier de fin de démarrage, à fournir une étude de faisabilité des essais de destruction des peintures ;
- à échéance du premier réexamen périodique, à réaliser une étude de RTE 2A²⁸ déterministe, prenant en compte des hypothèses pénalisantes vis-à-vis du volume d'eau de l'IRWST éventuellement injecté dans

²⁸ RTE 2A : rupture doublement débattue d'une tuyauterie d'eau alimentaire des générateurs de vapeur

le circuit primaire, afin de confirmer que la fonction de filtration n'est pas requise pour les scénarios de brèches secondaires ;

- à fournir la mise à jour du cadre de référence (document précisant les hypothèses retenues) des études associées à la fonction de recirculation de l'eau de l'IRWST assurée par les systèmes RIS et EVU ;
- à échéance du dossier de fin de démarrage à fournir un plan d'action pour prendre en compte si nécessaire de nouveaux matériaux ayant une contribution significative au colmatage en tant que sources de débris, à la suite de recherches bibliographiques ;
- d'ici la première visite complète, à rédiger un document prescriptif décrivant l'inventaire des types de calorifuges présents dans le bâtiment réacteur afin de garantir de façon pérenne un inventaire cohérent avec la démonstration de sûreté ;
- à analyser la possibilité de réaliser des prélèvements, sur les réacteurs mis à l'arrêt de la centrale de Fessenheim, de calorifuges comparables à ceux installés sur le réacteur EPR de Flamanville. Si la représentativité des calorifuges prélevables de la centrale de Fessenheim est avérée et les prélèvements réalisables, EDF précisera, d'ici mi-2024, les analyses qui seront réalisées dans le but de comparer ces prélèvements aux débris de calorifuges utilisés en essais et préparés selon les préconisations du guide du Nuclear Energy Institute. Dans le cas contraire, EDF présentera, à échéance de mi-2024, un plan d'action pour la caractérisation de l'effet combiné du vieillissement thermique et de l'irradiation sur les fibres de calorifuges se basant sur d'autres échantillons représentatifs (prélèvements sur d'autres sites ou échantillons neufs irradiés).

L'ASN considère que ces engagements sont satisfaisants. La démonstration du bon fonctionnement de la fonction recirculation est basée sur la réduction du terme source débris, ce qui est acceptable au stade de la mise en service du réacteur.

2) Essais intégraux

Système RIS

Les essais réalisés par EDF dans le cadre de la démonstration de l'efficacité de la fonction de recirculation mettent en évidence une marge de l'ordre de 50 % vis-à-vis du critère défini comme perte de charge maximale admissible au niveau des filtres RIS vis-à-vis de leur tenue mécanique. Néanmoins, certains essais réalisés par EDF et par l'IRSN ont mis en évidence plusieurs phénomènes physiques qu'il conviendra de caractériser du fait de leur influence sur la cinétique d'augmentation de la perte de charge aux bornes de ces filtres. Le programme de R&D prévu par EDF à échéance 2026 devrait permettre de progresser dans la compréhension de ces phénomènes.

Dans l'attente des conclusions de ce programme, l'ASN a considéré, au titre de la robustesse de la démonstration de sûreté, qu'EDF doit mettre en place, pour le démarrage du réacteur, des mesures permettant d'améliorer la robustesse de la fonction de refroidissement du cœur, par des mesures de conduite, par exemple.

Afin de répondre à cette demande, EDF a étudié des évolutions des procédures de conduite incidentelle et accidentelle afin d'introduire des mesures compensatoires portant sur la mise en place d'un nettoyage du filtre par « backflushing²⁹ » (intégrant un arrêt et redémarrage des pompes RIS) et le basculement des trains RIS-RA non colmatés en mode « injection de sécurité ». Une étude complète détaillant notamment les critères d'activation et le mode opératoire de mise en œuvre de ces mesures compensatoires a été apportée.

²⁹ Backflushing : inversion du sens de circulation de l'eau dans le filtre pour le nettoyer.

Système EVU

Compte tenu des instructions déjà réalisées et des résultats de l'essai de robustesse présenté par EDF dans la dernière version de son dossier, qui confirme, malgré la présence de colle pénalisant le TSD amont, la présence de marges suffisantes pour assurer le bon fonctionnement du système EVU, l'ASN considère que la démonstration de sûreté concernant la performance du dispositif de filtration de l'eau de l'IRWST en accident grave est assurée avec un bon niveau de confiance.

Bilan de la position de l'ASN sur le dispositif de filtration de l'eau de l'IRWST

Au final, l'ASN considère que la démarche générale de démonstration présentée est acceptable et qu'EDF démontre le respect des critères des essais de performance de la fonction de recirculation.

Systemes support

Systemes électriques de secours

Les systèmes électriques de secours visent à alimenter des équipements électriques importants pour la sûreté en conditions de fonctionnement incidentel ou accidentel impliquant une perte des sources d'alimentation électrique normales. Ils sont composés de quatre groupes électrogènes principaux (communément appelés « diesels principaux ») et de deux groupes électrogènes d'ultime secours (communément appelés « diesels SBO »), sollicités en cas de défaillance des groupes électrogènes principaux.

La démonstration de sûreté de ces systèmes se décompose en deux sous-parties : un bilan de puissance, cherchant à démontrer que les dispositifs ont une capacité électrique suffisante pour alimenter les équipements appropriés, et un bilan de fonctionnement, afin de démontrer qu'ils ont une endurance suffisamment importante pour permettre le retour et le maintien du réacteur à un état sûr.

En janvier 2022, EDF a transmis à l'ASN un bilan de puissance partiel, couvrant 75 % de la puissance des consommateurs à secourir électriquement, ce que l'ASN a estimé suffisant pour engager l'instruction. À l'issue de celle-ci, l'ASN considère que les marges estimées y figurant sont suffisantes. Cependant, l'ASN souligne que ces marges apparaissent faibles pour un nouveau réacteur qui pourrait devoir faire face à des aléas et des modifications susceptibles de réduire lesdites marges au cours de son exploitation. Ainsi, EDF doit prendre des dispositions, pour garantir, en cas d'évolution de la puissance électrique, que les marges de puissance des groupes électrogènes restent suffisantes, et ce, pendant toute la durée d'exploitation du réacteur.

Source froide

La station de pompage du réacteur EPR de Flamanville présente des évolutions par rapport aux ouvrages équivalents des autres réacteurs en fonctionnement d'EDF.

Les systèmes de refroidissement par la source froide qui ont un rôle pour la sûreté se répartissent en trois catégories :

- les systèmes de prise d'eau et de filtration de l'eau brute : le système de pré-filtration (SEF) et le système de filtration (CFI) ;
- les systèmes de refroidissement véhiculant de l'eau brute filtrée : le système d'eau brute secourue (SEC) et le système de réfrigération ultime (SRU) ;
- les systèmes refroidis par les systèmes d'eau brute : le système de réfrigération intermédiaire (RRI), refroidi par le système SEC, et le circuit intermédiaire du système EVU (EVUi), refroidi par le SRU.

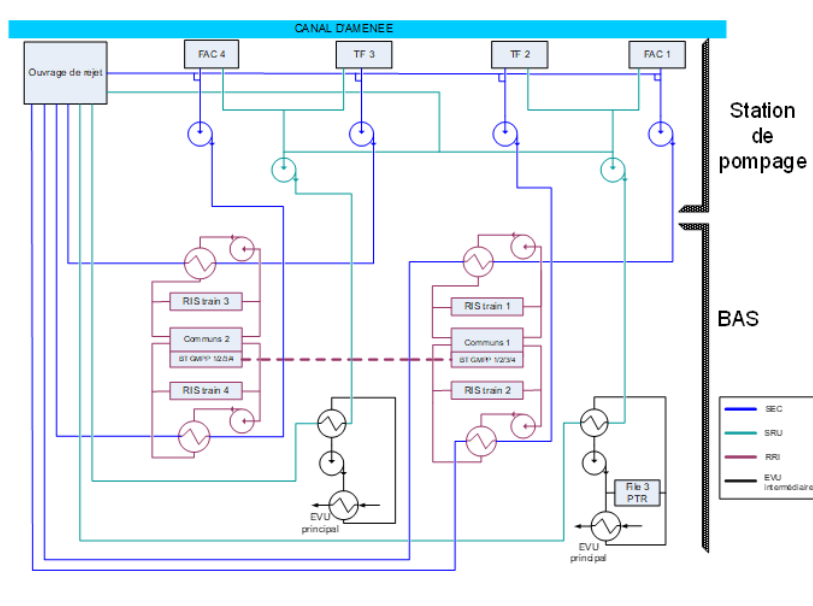


Schéma fonctionnel des systèmes de refroidissement

Les systèmes SEF et CFI sont nécessaires en fonctionnement normal et sont requis dans les situations incidentelles, accidentelles et d'accident grave (PCC, RRC-A et RRC-B).

Les systèmes RRI et SEC de l'EPR ont des fonctions similaires à celles des autres réacteurs en fonctionnement d'EDF. Ces systèmes assurent le refroidissement des systèmes de l'îlot nucléaire.

Le système RRI assure la réfrigération des systèmes auxiliaires de sauvegarde (RIS-RA notamment) et des systèmes auxiliaires nucléaires (RCV, REA, etc.). Sa conception n'appelle pas de remarques de l'ASN. Cependant, les essais de démarrage ont mis en évidence la sous-performance des échangeurs RRI/SEC. Ce point est traité au paragraphe 7.4.2.

Le système SRU constitue une nouveauté. Pour respecter les exigences des directives techniques [52], le système d'évacuation de la chaleur de l'enceinte (EVU) doit être refroidi par une chaîne de refroidissement dédiée assurant une diversification par rapport au système de refroidissement intermédiaire utilisé pour les systèmes contribuant à la prévention de la fusion du cœur, afin de limiter les risques de défaillance de mode commun. La diversification du système SRU est réalisée en connectant l'aspiration des deux pompes SRU sur l'ouvrage de rejet. La chaîne de refroidissement EVU_i/SRU dispose également d'une alimentation électrique diversifiée par rapport à la chaîne RRI/SEC.

En dehors des aspects relatifs aux agressions qui sont traités au paragraphe 5.2.2.2, l'ASN considère que la conception du système de réfrigération ultime (SRU), qui assure notamment le refroidissement du système d'évacuation de la puissance résiduelle de l'enceinte (EVU) en cas d'accident grave, est satisfaisante.

Enceinte de confinement et systèmes assurant le confinement

Le bâtiment du réacteur constitue la troisième barrière permettant d'assurer, en situation normale ou accidentelle, le confinement des substances radioactives vis-à-vis de l'environnement. Il est constitué d'une enceinte interne en béton armé, et d'une enceinte externe, également en béton armé. L'enceinte interne est

revêtue sur l'intégralité de son parement intrados d'une peau métallique, aussi appelée liner, en acier noir peint, dont la présence vise à améliorer la capacité de l'enceinte à remplir sa fonction de confinement statique. En complément de l'enceinte, le confinement est également assuré par des systèmes de ventilation, qui permettent d'assurer un confinement dynamique des matières radioactives. Parmi ces systèmes figurent notamment :

- le système d'étanchéité et de contrôle des fuites de l'enceinte (EPP), chargé de la mesure et de la collecte des fuites au niveau des traversées de l'enceinte (tampon d'accès matériel, sas personnel, sas de secours, tube de transfert, etc.) ;
- le système de mise en dépression de l'espace entre enceintes (EDE), qui collecte les fuites de l'enceinte interne, qui sont ensuite filtrées avant d'être rejetées à la cheminée du bâtiment des auxiliaires nucléaires ;
- le système de maîtrise du taux d'hydrogène dans l'enceinte (ETY), qui a pour rôle d'assurer en cas d'accident grave l'homogénéisation de la concentration en hydrogène de l'enceinte et sa recombinaison catalytique afin de limiter le risque d'explosion.

En complément des systèmes précédemment cités, qui permettent d'assurer le confinement des substances contenues dans le bâtiment réacteur, les autres bâtiments possèdent également des systèmes de ventilation permettant d'assurer leur confinement dynamique.

Les dispositions prévues par EDF pour assurer le confinement des substances radioactives ont fait l'objet, à partir de 2006, d'instructions approfondies qui ont donné lieu à la décision du 26 septembre 2008 [11], qui précise certaines exigences de conception pour l'enceinte (taux de fuite maximal acceptable) et de qualification pour les matériels participant à la réalisation de la fonction confinement, ainsi qu'à un courrier de demandes adressé à EDF [89].

Ces instructions ont conduit EDF à faire évoluer positivement le contenu de son dossier, notamment par le renforcement des exigences fonctionnelles précisées dans le rapport de sûreté pour les systèmes de ventilation, de contrôle et de collecte des fuites, ou encore de dépressurisation de l'espace entre enceintes, ainsi que par le renforcement des exigences associées au confinement statique des bâtiments périphériques et de traitement des effluents. Ces instructions ont également conduit à une meilleure prise en compte de situations incidentelles ou accidentelles, par exemple lors d'une séquence de fusion du cœur avec bipasse du confinement, ou d'accident interne aux bâtiments périphériques et du bâtiment de traitement des effluents.

Enfin, la troisième barrière a fait l'objet d'un essai de réception, qui comprend des essais visant à déterminer les fuites locales par les traversées équipées de joints ou de vannes d'isolement, un essai d'étanchéité de l'ensemble de l'enceinte interne et un essai de résistance de cette enceinte interne. Les résultats sont conformes à l'attendu.

Conditionnement thermique des locaux des armoires de contrôle-commande

Les matériels de contrôle-commande étant sensibles à la température, le maintien des locaux hébergeant les armoires de contrôle-commande à une température adaptée est nécessaire pour garantir leur bon fonctionnement. Le système de ventilation DVL assure la ventilation des locaux de la zone non-contrôlée des bâtiments des auxiliaires de sauvegarde, qui contiennent notamment les armoires de contrôle-commande.

L'ASN a examiné la conception des systèmes de ventilation, dont le système de ventilation de la zone non-contrôlée des bâtiments des auxiliaires de sauvegarde (DVL).

En particulier, en 2013, l’instruction des études probabilistes de sûreté a permis d’identifier que la probabilité d’atteindre la fusion du cœur à la suite d’une perte des systèmes de ventilation était trop importante. De ce fait, EDF a mis en œuvre des évolutions de conception afin de réduire la probabilité de perte de ces systèmes. Ces évolutions concernent le système DVL, le système d’eau réfrigérée opérationnelle (DER) et le système de production et distribution d’eau glacée de sûreté (DEL) qui assurent son refroidissement, ainsi que les tableaux et armoires de la plateforme TXS pour lesquels la température de qualification a été augmentée. Ces évolutions ont été jugées satisfaisantes par l’ASN.

En 2018, EDF a justifié le caractère résiduel du risque de fusion du cœur consécutif à une perte des systèmes de ventilation. Par ailleurs, EDF s’est engagée à mettre à jour ses études probabilistes (cf. 5.2.8) dans le cadre du dossier de fin de démarrage. Cette mise à jour prendra en compte l’état de l’installation telle que construite.

Génie civil

Description des ouvrages de génie civil

La conception de l’îlot nucléaire du réacteur de constitue une amélioration pour la sûreté par rapport aux réacteurs précédents (cf. 2.1.2).

Le radier du bâtiment réacteur est commun avec les bâtiments des quatre trains des auxiliaires de sauvegarde et électriques (BAS/BL) et avec le bâtiment abritant la piscine d’entreposage du combustible. Le bâtiment des auxiliaires nucléaires (BAN) est accolé à cet ensemble de bâtiments.

Les structures internes situées dans le bâtiment réacteur supportent et abritent les équipements classés de sûreté dans le bâtiment réacteur et se divisent en deux parties. La partie supérieure constitue la zone accessible au personnel avec des circulations périphériques autour des casemates des générateurs de vapeur. La partie inférieure comprend le circuit primaire et la cuve. La zone sous le puits de la cuve renferme un équipement spécifique au modèle EPR avec la présence d’un récupérateur de corium en communication avec le puits de cuve complétée par une piscine (IRWST) (voir annexe 4).

Référentiel

Pour le génie civil, la révision B du code de conception des ouvrages de génie civil ETC-C [169] a été retenue comme le référentiel à appliquer pour la conception des ouvrages de génie civil du réacteur en vue de répondre aux objectifs de sûreté fixés. Cette révision intègre de nouvelles prescriptions, issues des engagements d’EDF pris à la suite de la consultation par l’ASN du groupe permanent d’experts pour les réacteurs nucléaires lors des séances du 1^{er} juillet 2004 et du 5 juillet 2005 et des différentes instructions menées par l’IRSN.

EDF a identifié des dérogations à l’ETC-C. EDF a notamment justifié que les défauts de surveillance dans l’application de l’ETC-C identifiés par l’ASN lors d’inspections ne présentaient pas de caractère nocif [71]. Pour le dimensionnement des ouvrages de génie civil, le code ETC-C s’appuie sur les Eurocodes applicables (Eurocodes 0 à 3).

La conception des ouvrages de génie civil

La conception du génie civil a fait l’objet de nombreuses instructions par l’ASN avec l’appui de l’IRSN afin de vérifier la prise en compte de l’ensemble des chargements qui pourraient solliciter les ouvrages [64] [63]. Elles ont conduit l’ASN à prendre position par courriers émis entre 2007 et 2010, notamment sur la base des

conclusions de l'avis du groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires à la suite de la séance du 1^{er} juillet 2005. Les exigences attribuées à ces ouvrages ont été jugées satisfaisantes [67], [68].

La conception de l'enceinte du bâtiment réacteur a fait l'objet d'une attention particulière, compte tenu des contraintes thermiques attendues en cas d'accident avec fusion du cœur [67] [72] [74].

Pour le bâtiment du combustible et les quatre bâtiments des auxiliaires de sauvegarde (BAS/BL), le dimensionnement des parois en béton et du cuvelage interne de ces bâtiments a été instruit et jugé satisfaisant, notamment au regard de leurs exigences d'étanchéité [66] [82]. Le dimensionnement du bâtiment des auxiliaires nucléaires (BAN) a été jugé satisfaisant [63]. D'autres ouvrages abritent des fonctions de sûreté, tels que les superstructures de la station de pompage qui accueillent les équipements des systèmes assurant le refroidissement du réacteur. A la suite de l'instruction menée par l'ASN, avec l'appui de l'IRSN, ces ouvrages ont fait l'objet de modifications de leurs dispositions de ferrailage et de vérification de leurs dispositifs d'étanchéité [70] pour tenir compte tenu des agressions auxquelles ils peuvent être soumis (explosion, inondation, incendie, chute d'avion, etc.). D'autres bâtiments comme la salle des machines, ont fait l'objet de vérifications dans le cadre de la démarche « séisme événement »³⁰ afin de garantir l'absence d'impact, en cas de séisme, de ce bâtiment sur les bâtiments de l'îlot nucléaire [63].

Concernant la conception des piscines du bâtiment réacteur et du bâtiment du combustible, la conception des parois en béton n'a pas fait l'objet de remarque particulière. En revanche, compte tenu du retour d'expérience et afin de respecter l'exigence d'étanchéité attribuée aux liners métalliques des piscines de l'EPR, l'ASN a demandé à EDF de mettre en œuvre un contrôle systématique par radiographie de toutes leurs soudures ainsi qu'une démonstration de la résistance des liners métalliques et de leurs ancrages aux chargements résultant des hypothèses de conception [65].

La réalisation des ouvrages de génie civil

Depuis le coulage du premier béton nucléaire qui concernait la zone du radier de l'îlot nucléaire en décembre 2007, de nombreuses inspections ont été menées par l'ASN sur le génie civil. Elles ont mis en évidence des écarts lors de la réalisation des ouvrages. Il s'agissait, par exemple, de constats sur la mise en œuvre du ferrailage, sur les procédures de bétonnage des parties d'ouvrages ou sur la réalisation des soudures du liner de l'enceinte de confinement.

Une partie de ces écarts a conduit l'ASN à suspendre les activités de réalisation, qui ont repris après la mise en œuvre de plans d'actions adéquats. La démarche de traitement de ces écarts fait l'objet du paragraphe 7.1.2 de ce rapport et les principaux écarts sont détaillés en annexe 5. L'ASN considère que le traitement de ces écarts est satisfaisant.

La conception et la réalisation du génie civil du réacteur EPR de Flamanville n'appellent plus de remarque de l'ASN.

5.3. Maîtrise des risques non liés au combustible nucléaire

Si les risques d'accident au sein d'un réacteur nucléaire sont principalement liés au combustible nucléaire, d'autres parties de l'installation présentent également des risques.

³⁰ La démarche « séisme événement » consiste à identifier les structures ou équipements qui n'ont pas été dimensionnés à la conception pour résister à des sollicitations sismiques et qui sont susceptibles d'endommager ou d'agresser, par leur défaillance en cas de séisme, des matériels ou des bâtiments nécessaires pour la sûreté en cas de séisme.

5.3.1. Accidents au sein de l'îlot nucléaire

EDF présente les accidents susceptibles d'affecter les systèmes de traitement des effluents radioactifs et les systèmes auxiliaires dans le chapitre 15 du rapport de sûreté. Les scénarios suivants sont étudiés :

- rupture d'une ligne du circuit RCV dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires ;
- rupture d'une ligne du circuit REN dans le bâtiment combustible ;
- défaillance des circuits TEG ou TEP ;
- défaillances multiples des systèmes dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires (BAN) et le bâtiment des effluents (BTE) en cas de séisme.

EDF conclut que les objectifs de limitation des conséquences radiologiques sont respectés.

L'ASN a examiné ces éléments avec l'appui de l'IRSN, notamment les modalités de calcul du terme source et les hypothèses associées à ces études. Les résultats de cet examen ont été présentés au groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires lors de ses séances des 30 juin et 1^{er} juillet 2016 et des 14 et 15 décembre 2016. Ces études n'appellent pas de remarques de l'ASN.

Pour ce qui concerne les risques non radiologiques dans l'îlot nucléaire, les dispositions constructives et organisationnelles sont suffisantes pour confiner au sein des ouvrages les effets issus de phénomènes dangereux. EDF a par exemple vérifié que le dimensionnement des volumes libres et étanches en fond de ces ouvrages étaient suffisants pour confiner les eaux de lutte contre un incendie. Le principe de la démonstration des risques non radiologiques au sein des ouvrages de l'îlot nucléaire est considéré acceptable par l'ASN.

5.3.2. Accidents à l'extérieur de l'îlot nucléaire

Ces accidents sont associés aux entreposages et aux procédés mettant en œuvre des substances dangereuses. La prise en compte de ces accidents est réalisée au travers d'une étude spécifique, qui figure dans la démonstration de sûreté nucléaire. Cette étude est établie, en application du II de l'article 3.7 de l'arrêté INB [5], avec la méthodologie applicable aux installations classées pour la protection de l'environnement.

L'objectif de cette étude est de justifier que les effets thermiques, toxiques, missiles ou de surpressions générés par la libération des potentiels de danger présents n'entraînent pas d'effets en dehors des limites du site. Cette justification repose d'une part sur l'identification des potentiels de dangers (entreposages ou procédés) et de leurs agresseurs potentiels, et d'autre part, sur la caractérisation des phénomènes dangereux possibles et les mesures propres à en réduire la probabilité et les effets.

Pour le réacteur EPR de Flamanville, les installations prises en compte pour identifier les potentiels de danger sont celles qui sont présentes sur l'emprise de l'installation nucléaire de ce réacteur. Les installations existantes sur l'emprise des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Flamanville ont également été considérées dans le périmètre de l'étude en qualité d'agresseurs potentiels, dans la mesure où elles peuvent interagir avec les installations du réacteur n° 3.

L'étude distingue les phénomènes dangereux générant des effets par voie liquide et ceux générant des effets par voie aérienne de nature thermique, toxique, explosive (surpression) ou missile.

5.3.2.1. Phénomènes dangereux générant des effets par voie aérienne

Pour ce qui concerne les effets par voie aérienne, les principaux phénomènes dangereux qui ont été identifiés et caractérisés sont :

- les effets thermiques et toxiques issus d'un incendie dans les divers bâtiments et ouvrages de l'îlot nucléaire, de l'îlot conventionnel et des zones de dépotage de l'installation ;
- les effets thermiques, de surpression ainsi que les effets missiles au sein du parc à gaz et notamment du système d'alimentation en hydrogène.

EDF conclut à une absence d'effet par voie aérienne en dehors des limites de site.

L'instruction menée par l'ASN ne remet pas en cause les conclusions présentées par EDF. Toutefois, l'ASN considère que l'étude d'EDF doit être mise à jour afin de prendre en compte plusieurs évolutions méthodologiques issues de demandes formulées par l'ASN [125] pour ce qui concerne les autres réacteurs d'EDF. L'ASN a demandé par courrier [131] que cette mise à jour soit réalisée et transmise dans le cadre du dossier de fin de démarrage.

5.3.2.2. Phénomènes dangereux générant des effets par voie liquide

Les pollutions accidentelles par voie liquide se définissent par un écoulement ou un dégagement et une dispersion non prévus de substances radioactives ou dangereuses qui ne relèvent pas des situations couvertes par les accidents liés au combustible nucléaire. Ainsi, cela peut concerner des substances liquides entreposées, manipulées ou transportées sur le site de l'installation nucléaire à l'extérieur comme à l'intérieur des bâtiments. Les eaux d'extinction d'un incendie peuvent notamment constituer une pollution accidentelle.

La maîtrise du risque associé à ces pollutions repose sur les principes de leur prévention et, le cas échéant, de leur confinement vis-à-vis du milieu naturel. Ces objectifs sont fixés de manière générale par l'article 4.3.3 de l'arrêté INB [5] et l'article 4.3.6 de la décision de l'ASN du 16 juillet 2013 [17]. Ces objectifs se déclinent en diverses dispositions de prévention reposant sur les conditions de stockage, d'entreposage ou de manipulation de substances radioactives ou dangereuses et, d'autre part, de rétention des pollutions. Les capacités de rétention doivent prendre en compte des situations cumulant un événement de pollution (déversement accidentel ou eaux d'extinction d'un incendie) avec un épisode pluvieux.

EDF a intégré, au sein du chapitre 3.8 du rapport de sûreté, la description des mesures spécifiques à la gestion du risque de déversement de substances liquides radioactives ou dangereuses. Face à ce risque, les mesures de confinement mises en œuvre spécifiquement sur l'installation nucléaire du réacteur EPR de Flamanville s'appuient :

- sur la collecte à la source des déversements accidentels : fonds de bâtiment et puisards associés faisant fonction de rétention. Les puisards sont équipés d'organes de coupure pour assurer le confinement dans les fonds de bâtiment ;
- sur la collecte des déversements non confinés à la source par le réseau de collecte des eaux pluviales (SEO), et leur transfert vers un bassin de confinement situé dans le bâtiment de traitement des eaux. Des organes de coupure permettent également d'assurer l'isolement des pollutions collectées par rapport au milieu naturel ;
- des dispositions organisationnelles qui permettent de mettre en œuvre l'ensemble des actions visant à confiner une pollution liquide.

Ces dispositions répondent aux objectifs généraux de prévention et de confinement des pollutions accidentelles. Toutefois, l'ASN considère que certains compléments doivent être apportés pour renforcer la démonstration de l'efficacité des dispositions décrites par EDF. L'ASN a demandé par courrier [131] que ces compléments soient transmis dans le cadre du dossier de fin de démarrage.

5.3.3. Adéquation des éléments importants pour la protection (EIP)

L'article 2.5.1 de l'arrêté INB [6] dispose que : « *L'exploitant identifie les éléments importants pour la protection, les exigences définies afférentes et en tient la liste à jour* ». La démarche d'identification des EIP choisie par EDF pour ce qui concerne la maîtrise des risques non liés au combustible nucléaire est la suivante :

- pour la maîtrise des effets thermiques, toxiques, de surpression, ou de missile par voie aérienne, la méthodologie d'EDF conduit à retenir comme EIP les équipements utilisés pour réduire la gravité ou la probabilité d'un phénomène dangereux dont les effets dépasseraient les limites de l'installation nucléaire étudiée. Pour le réacteur EPR de Flamanville, EDF n'identifie aucun phénomène dangereux dont les effets dépassent les limites du site. Par conséquent, aucun EIP n'a été identifié en lien avec les dispositions de maîtrise des risques par voie aérienne ;
- pour la maîtrise des risques par voie liquide, correspondant aux pollutions accidentelles : les rétentions et puisards permettant le confinement dit « ultime », c'est-à-dire constituant la dernière barrière avant le milieu naturel (eaux de surface ou sous-sol) sont identifiés comme des EIP. Les vannes en lien avec ces rétentions et puisards sont également des EIP.

L'ASN considère que cette démarche d'identification des EIP est acceptable.

5.4. Maîtrise des inconvénients et gestion des déchets

5.4.1. Inconvénients et déchets : cadre réglementaire et historique

5.4.1.1. Les inconvénients et les déchets : définition et cadre réglementaire

L'article 4.1 de l'arrêté [5] définit les inconvénients présentés par une installation nucléaire comme les impacts occasionnés sur l'environnement et la santé humaine du fait des prélèvements et des rejets dans le milieu naturel ainsi que par les nuisances qu'elle peut engendrer notamment par la dispersion de micro-organismes pathogènes, les bruits et vibrations, les odeurs ou envols de poussières.

Les principaux objectifs portant sur la gestion des déchets sont quant à eux définis par les dispositions du titre VI de l'arrêté INB [5].

Pour compléter ces dispositions, des textes de portée générale, pris en application de l'arrêté [5], permettent d'encadrer la maîtrise des inconvénients et la gestion des déchets. Il s'agit des décisions suivantes, applicables au réacteur EPR de Flamanville :

- décision de l'ASN du 16 juillet 2013 relative à la maîtrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement des installations nucléaires de base [17] ;

- décision de l'ASN du 6 avril 2017 relative aux modalités de prélèvement et de consommation d'eau, de rejet d'effluents et de surveillance de l'environnement des réacteurs électronucléaires à eau sous pression [26] ;
- décision de l'ASN 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 [21].

De plus, l'ASN complète ces prescriptions de portée générale par des prescriptions individuelles qui encadrent, à l'échelle de chaque centrale nucléaire, les prélèvements d'eau et les rejets liquides et gazeux dans l'environnement. Pour le réacteur EPR de Flamanville, ces prescriptions individuelles sont fixées pour l'ensemble des prélèvements d'eau et des rejets des trois réacteurs de la centrale nucléaire de Flamanville.

5.4.1.2. Étude d'impact initiale

La maîtrise des inconvénients et la gestion des déchets sont présentées par l'exploitant dans une étude d'impact dont le contenu est décrit à l'article R. 122-5 du code de l'environnement complété par l'article R. 593-17 du code de l'environnement. Dans cette étude d'impact, figure par exemple l'évaluation de l'impact pour l'environnement et la santé humaine des rejets d'effluents liquides et gazeux, radioactifs et chimiques produits par les installations nucléaires.

Dans le cadre de la mise en service du réacteur EPR de Flamanville, plusieurs études d'impact ont été produites :

- **2006 : Etude d'impact initiale.** Son périmètre comprenait le chantier de construction du réacteur EPR et son exploitation cumulée avec celle des deux réacteurs existants. Cette étude d'impact a été instruite dans le cadre du dossier de demande d'autorisation de création du réacteur EPR et a conduit *in fine* au décret du 10 avril 2007 [2] autorisant la création de l'installation. Cette étude d'impact a permis de justifier deux demandes formulées par EDF en 2006 pour modifier les prescriptions encadrant les prélèvements d'eau et de rejets du site de Flamanville : la première pour le chantier de construction et la seconde pour l'exploitation des trois réacteurs. L'instruction de ces demandes a conduit, d'une part, à l'arrêté préfectoral du 24 octobre 2006 [8], encadrant les prélèvements et rejets associés à la construction du réacteur EPR et, d'autre part, aux décisions prises par l'ASN le 7 juillet 2010 [12] [13] pour encadrer les prélèvements et rejets d'effluents issus de l'exploitation des trois réacteurs du site de Flamanville ;
- **2017 : Mise à jour partielle de l'étude d'impact.** Cette mise à jour partielle a concerné le périmètre des demandes formulées par EDF pour prendre en compte notamment certains rejets issus spécifiquement de la phase des essais des installations du réacteur EPR. L'instruction de cette mise à jour partielle de l'étude d'impact a conduit aux décisions prises par l'ASN le 19 juillet 2018 [31] [32] ;
- **2021 : Mise à jour complète de l'étude d'impact dans le cadre de la demande d'autorisation de mise en service du réacteur.** Cette mise à jour fait l'objet du paragraphe ci-après.

5.4.1.3. Étude d'impact mise à jour

Cette étude d'impact mise à jour porte sur l'ensemble des trois réacteurs du site de Flamanville et leur exploitation. Elle intègre les évolutions réglementaires portant sur la forme et le contenu d'une étude d'impact ainsi que les évolutions de conception par rapport à celles analysées dans les études d'impact précédentes.

Cette étude d'impact évalue en particulier l'impact sur l'environnement et la santé humaine de tous les rejets liquides et gazeux, radioactifs et chimiques dans l'environnement. Elle évalue également l'impact sur le milieu naturel des prélèvements d'eau douce dans la rivière Yères, la conformité des émissions sonores au regard de la réglementation en vigueur ainsi que la conformité de la gestion des déchets radioactifs et conventionnels aux principes fixés par la décision de l'ASN du 21 avril 2015 [21]. Cette étude d'impact renvoie à l'étude de maîtrise des risques en ce qui concerne la vulnérabilité du projet à des risques d'accidents ou de catastrophes majeurs.

Cette étude d'impact conclut à l'absence d'incidence notable sur l'écosystème de la Manche au droit du site et sur les écosystèmes environnants (Diélette, Petit Douet et Grand Douet) ainsi que sur les populations avoisinantes.

5.4.1.4. Avis de l'Autorité environnementale

En application de l'article L. 122-1 du code de l'environnement, l'ASN a recueilli l'avis de l'Autorité environnementale le 22 décembre 2021 [168].

Les principales recommandations de l'Autorité environnementale sur cette étude d'impact portent, dans le domaine des inconvénients, sur :

- le fait que l'étude d'impact ne présente pas suffisamment les évolutions ou modifications qui seraient intervenues par rapport aux choix retenus dans l'étude d'impact de 2006 transmise à l'appui de la demande d'autorisation de création, ainsi que leurs incidences sur l'environnement ;
- des précisions à apporter concernant la description de l'installation, les caractéristiques de ses rejets et les dispositions prises pour les limiter.

EDF a produit un mémoire en réponse [166] pour apporter son éclairage sur chacune des recommandations formulées par l'Autorité environnementale. L'ASN considère que ce mémoire permet d'apporter des réponses aux recommandations de l'Autorité environnementale.

5.4.2. Prélèvement d'eau, rejets d'effluents (radioactifs ou non) et surveillance de l'environnement

Les prélèvements d'eau du réacteur EPR de Flamanville sont de même nature que ceux des deux réacteurs existants sur le site : des prélèvements d'eau de mer pour le refroidissement des installations du réacteur et des prélèvements d'eau douce dans les cours d'eau dénommés Grand Douet, Petit Douet et Diélette principalement pour la production d'eau déminéralisée nécessaire aux circuits du réacteur et pour l'alimentation du réseau de lutte contre l'incendie.

Les rejets liquides et gazeux du réacteur EPR de Flamanville sont également de même nature que ceux des deux réacteurs existants sur le site. Toutefois, le réacteur EPR est équipé d'un dispositif spécifique de traitement des rejets gazeux radioactifs qui permet de limiter les rejets des gaz à vie courte (que l'on trouve principalement dans les gaz rares et produits de fission et d'activation).

La production de ces effluents radioactifs gazeux est proportionnelle à la puissance du réacteur. Le réacteur EPR délivre une puissance électrique supérieure à la puissance des deux réacteurs existants du site de Flamanville qui est de 1300 MWe. Le dispositif spécifique de traitement des rejets gazeux radioactifs du

réacteur EPR permettra ainsi de limiter la production des effluents gazeux en gaz rares et produits de fission et d'activation à un niveau équivalent à celui d'un réacteur de 1300 MWe. Il est toutefois sans effet sur le tritium gazeux et le carbone 14 gazeux en raison de leur durée de vie.

Les prélèvements d'eau et les rejets liquides et gazeux, radioactifs ou chimiques, de la centrale nucléaire de Flamanville incluant les réacteurs n° 1 et n° 2 existants ainsi que le réacteur EPR, sont actuellement réglementés par des décisions [31] et [32]. L'examen par l'ASN de l'étude d'impact mise à jour dans le cadre de la mise en service du réacteur EPR ne conduit pas à modifier ces décisions.

5.4.3. Déchets (radioactifs ou non)

L'étude d'impact mise à jour dans le cadre de la mise en service du réacteur présente la gestion des déchets produits par l'exploitation des réacteurs n° 1 et n° 2 ainsi que des déchets à venir produits par l'exploitation du réacteur n°3. Ainsi, sont décrits les types et quantités de déchets produits ou prévus de l'être qu'ils soient radioactifs ou non, leur nocivité et les modes d'élimination envisagés. Sont également présentées les justifications de la compatibilité de la gestion des déchets radioactifs avec les dispositions du plan national de gestion des matières et déchets radioactifs (PNGMDR) ainsi qu'avec les principes fixés par la décision de l'ASN du 21 avril 2015 [21]. Le plan de zonage des déchets distingue les déchets issus de zones à production potentielle de déchets nucléaires (radioactifs) et de zones de production de déchets conventionnels (non-radioactifs).

Les déchets produits par l'exploitation du réacteur EPR sont de même nature que ceux déjà produits par les réacteurs existants du site de Flamanville et les filières de traitement de ces déchets sont les mêmes. Par exemple, pour les déchets radioactifs, les filières de traitement reposent principalement sur les filières d'incinération ou de fusion de la société Centraco et sur la filière de stockage de l'Andra. Pour les déchets non radioactifs, les filières de traitement sont de deux types, les filières d'élimination et celles de valorisation.

L'organisation qui sera mise en place sur le réacteur EPR en termes de tri à la source, collecte et contrôle des déchets sera identique à celles des réacteurs existants du site Flamanville. Les opérations de conditionnement et d'expédition des déchets seront réalisées dans des installations communes aux trois réacteurs du site.

En termes de production de déchets, l'exploitation du réacteur EPR présente toutefois une spécificité qui est liée à une opération de maintenance exceptionnelle qui sera réalisée après la mise en service de ce réacteur : le remplacement du couvercle de cuve. Ainsi, le couvercle qui aura été retiré sera considéré comme un déchet radioactif, qui, en attente d'une filière de traitement appropriée, sera entreposé sur le site dans un bâtiment dédié dont les dispositions constructives répondront notamment aux exigences de radioprotection vis-à-vis des travailleurs et de l'environnement.

Dans son avis sur l'étude d'impact mise à jour dans le cadre de la mise en service du réacteur EPR de Flamanville, l'Autorité environnementale a émis deux recommandations au sujet de la gestion de déchets :

- intégrer dans le volet déchets de l'étude d'impact les combustibles usés ;
- préciser la destination des déchets non-radioactifs et leur taux de recyclage.

Dans son mémoire en réponse [166], EDF a apporté des éléments au sujet de chacune de ces recommandations :

- les combustibles usés issus des réacteurs français ayant vocation, dans le cycle du combustible français, à être traités pour en récupérer des substances destinées à être utilisées ultérieurement n'entrent pas

dans la catégorie des déchets radioactifs telle que définie à l'article L.542-1-1 du code de l'environnement. Par ailleurs, la gestion des combustibles usés et notamment les besoins de capacités d'entreposage pour ces matières sont intégrés au plan national de gestion des matières et déchets radioactifs (PNGMDR) ;

- les différentes sociétés destinataires des déchets non radioactifs produits par le site de Flamanville sont citées. Pour ce qui concerne le taux de recyclage, l'organisation du site de Flamanville vise à rechercher les filières de traitement présentant le meilleur taux de valorisation possible. Ce suivi est réalisé en s'appuyant sur des indicateurs de valorisation qui dépendent de la nature des déchets. Le suivi de ces indicateurs sur la période de 2011 à 2019 montre que le taux de valorisation des déchets non radioactifs est de 90 à 100 %.

Les éléments apportés par EDF sur la gestion des déchets dans l'étude d'impact mise à jour ainsi que les réponses apportées aux recommandations de l'Autorité environnementale n'appellent pas de commentaire de l'ASN.

5.4.4. Adéquation des éléments importants pour la protection (EIP)

EDF applique au réacteur EPR de Flamanville la même méthodologie d'identification des EIP participant à la maîtrise des inconvénients (EIP-i) que celle qu'elle a élaborée pour l'ensemble de ses réacteurs. Les EIP-i ainsi identifiés pour le réacteur EPR concernent par exemple des dispositifs de filtration ou de contrôle des effluents gazeux issus des circuits de l'îlot nucléaire. Nombre d'installations, notamment celles relatives au rejet des effluents liquides ou à la surveillance de l'environnement, sont communes pour les trois réacteurs du site de Flamanville, ainsi les EIP-i associés ne sont pas spécifiques au réacteur EPR de Flamanville.

La liste des EIP participant à la maîtrise des inconvénients n'appelle pas de remarques de l'ASN.

5.5. Facteurs organisationnels et humains (FOH)

5.5.1. Prise en compte des FOH à la conception

Le I de l'article 3.2 de l'arrêté en référence [5] dispose que « *la démonstration de sûreté nucléaire est réalisée selon une démarche déterministe prudente. Cette démarche intègre les dimensions techniques, organisationnelles et humaines et prend en compte l'ensemble des états possibles de l'installation, qu'ils soient permanents ou transitoires* ».

Dès 2002, EDF a engagé un programme, conduit par une équipe pluridisciplinaire réunissant notamment des ingénieurs spécialistes en sûreté et sécurité et des experts en facteurs organisationnels et humains, pour prendre en compte les dimensions organisationnelles et humaines dans la conception de l'INB. Ce programme reposait sur une approche itérative en quatre phases :

- l'analyse du retour d'expérience des situations existantes ;
- la définition des spécifications du futur dispositif technique ;
- l'évaluation de ces spécifications, fondée sur un pronostic des activités futures ;
- les ajustements de ces spécifications à l'issue de leur évaluation.

Les principes de ce programme n'ont pas appelé de remarque de la part de l'ASN.

5.5.2. Organisation et moyens de conduite

Les moyens prévus par EDF pour conduire le réacteur EPR de Flamanville se distinguent de ceux des réacteurs actuellement en fonctionnement par une automatisation renforcée, un nombre plus important d'aides informatisées et des évolutions apportées à l'organisation de l'équipe de conduite. EDF a fait le choix d'équiper la salle de commande du réacteur EPR de Flamanville d'un système numérique de contrôle-commande piloté par une interface homme-machine (IHM) informatisée, appelée moyen de conduite principal (MCP). Un moyen de conduite de secours (MCS) de type conventionnel permet de ramener et maintenir l'installation dans un état sûr en cas de défaillance du MCP.

EDF a procédé à plusieurs campagnes d'essais pour évaluer ces évolutions d'organisation et de moyens de conduite.

L'ASN considère que la prise en compte des facteurs organisationnels et humains dans la conception et pour la définition des modalités d'exploitation, est satisfaisante. L'ASN a toutefois formulé en 2019 des demandes portant sur différents thèmes liés à l'organisation et aux moyens de conduite [124]. EDF devra transmettre les réponses à ces demandes dans le cadre du dossier de fin de démarrage.

5.5.3. Protocole des observations des facteurs organisationnels et humains lors des essais de démarrage

À la suite des campagnes d'essais, EDF s'est engagée à poursuivre son programme d'ingénierie par l'évaluation des moyens organisationnels et techniques de conduite sur la base d'observations des facteurs organisationnels et humains effectuées sur site pendant les essais de démarrage, puis lors du premier cycle de fonctionnement du réacteur et lors du premier arrêt.

EDF a transmis un protocole décrivant les thèmes d'observation des FOH lors des essais de démarrage (comprenant les essais pré et post mise en service), les hypothèses associées, ainsi que la méthodologie utilisée pour recueillir et analyser les données. L'ASN a considéré que ce protocole est globalement satisfaisant mais a noté [124] que plusieurs points concernant l'IHM du MCP devront faire l'objet d'une attention particulière lors des essais de démarrage (système d'alarmes, journal de bord, actions de consignation au MCP, interactions des utilisateurs avec tous les automatismes qui peuvent poser des problèmes de confusion, etc.).

EDF transmettra un bilan des observations réalisées lors des essais opérationnels de démarrage réalisés après la mise en service et les enseignements qui en seront tirés dans un délai de huit mois à l'issue des essais de démarrage. Ce bilan sera accompagné d'un échéancier de réalisation des évolutions qui se révéleraient nécessaires. L'ASN considère [124] que ces évaluations devront être mises en œuvre au plus tard avant le début du deuxième cycle de fonctionnement, sauf cas particuliers pour lesquels EDF apportera une justification.

5.5.4. Organisation de l'équipe de conduite en situation normale

Pour la conduite en fonctionnement normal, compte tenu des innovations techniques du réacteur en termes d'automatisation et d'aide à la conduite, EDF a retenu une organisation différente de celle de ses réacteurs actuellement en fonctionnement. Ainsi, les missions et responsabilités des deux opérateurs présents en salle de commande ont été modifiées : un seul opérateur, l'opérateur action (OpA), effectue l'ensemble des actions de conduite alors que le second opérateur, l'opérateur supervision (OpS), est chargé de la surveillance de l'état de l'installation et du contrôle des activités en salle de commande. Les deux opérateurs restent sous la responsabilité d'un chef d'exploitation (CE). Cette composition est susceptible d'être complétée par la présence

d'un OpA supplémentaire (ou « OpA de renfort ») pour toutes les situations programmées lors desquelles la charge de travail est importante (phase d'arrêt, réalisation d'essais périodiques, etc.).

EDF a évalué, lors des campagnes d'essais, l'organisation de l'équipe de conduite dans des situations de conduite normale et de conduite normale perturbée avec, dans certains cas, la présence d'un OpA de renfort. Les résultats de cette campagne montrent que l'organisation de l'équipe de conduite composée d'un OpA et d'un OpS en situation nominale, c'est-à-dire sans aléa, et de deux OpA en situation de charge importante programmée est satisfaisante. Toutefois, l'ASN note que, lorsque la charge de travail de l'OpA augmente sans être programmée, l'organisation de la conduite retenue par EDF avec un OpA et un OpS reste un point de fragilité. L'expérience acquise sur les réacteurs actuellement en fonctionnement montre que les situations de fonctionnement normal perturbées par des événements imprévus sont très fréquentes. Pour le réacteur EPR de Flamanville, les situations au cours desquelles un OpA de renfort pourrait être nécessaire sont potentiellement nombreuses, notamment, du fait de l'existence d'un nombre plus important de systèmes.

L'ASN a considéré qu'EDF devrait s'assurer de l'exhaustivité des situations exigeant le recours à un OpA de renfort. Pour cela, EDF devra capitaliser au fil de l'eau les difficultés d'exploitation rencontrées par les acteurs de la conduite en salle de commande et en local, y compris lors des situations de coordination avec les autres métiers (automaticiens, ingénieurs sûreté, etc.). EDF transmettra un premier bilan du retour d'expérience à l'issue du premier cycle de fonctionnement.

En réponse à la demande n° II-22 formulée par l'ASN à la suite de l'inspection de revue réalisée avant la mise en service [158], EDF s'est engagée à réévaluer le besoin d'ajuster l'organisation actuelle de l'équipe de conduite, en prenant en compte le retour d'expérience international et de ses réacteurs en fonctionnement ainsi que le retour d'expérience du démarrage et du premier cycle de fonctionnement du réacteur EPR de Flamanville.

5.5.5. Organisation de l'équipe en conduite en situation incidentelle ou accidentelle

EDF a évalué, lors des campagnes d'essais, l'organisation de l'équipe de conduite en situation incidentelle ou accidentelle (CIA). Il s'est avéré après la première campagne d'essais que l'organisation initiale avec uniquement un OpA et un OpS pour la surveillance et les actions de conduite en salle de commande n'était pas adaptée. EDF est revenue à une organisation classique de conduite en CIA proche de celle en vigueur sur ses autres réacteurs : l'OpA et l'OpS, qui assurent respectivement les rôles d'opérateur réacteur (OpR) et d'opérateur eau-vapeur (OpEV), et un superviseur CIA (SUP). À l'issue de la campagne d'essais, l'ASN a considéré que la nouvelle organisation de l'équipe de conduite en CIA est satisfaisante.

Par ailleurs, en réponse à une demande de l'ASN [93], EDF a vérifié que l'organisation et les moyens de conduite au moyen de conduite de secours (MCS) permettent de conduire, replier et maintenir l'installation dans un état sûr dans des situations de cumul d'événements : événements affectant simultanément le réacteur et la piscine d'entreposage du combustible, événement thermohydraulique cumulé avec un incendie et événement thermohydraulique cumulé avec une perte de sources électriques.

Enfin, l'ASN a relevé, lors d'une inspection en 2021 lors de laquelle une équipe de conduite a été mise en situation de gestion d'un accident sur simulateur, que la charge de travail du chef d'exploitation en cas de déclenchement du PUI est incompatible avec la surveillance permanente de l'état (SPE) de l'installation qui lui incombe avant l'arrivée de l'ingénieur de sûreté (IS). À la suite de cette demande, EDF a allégé la première

boucle de déroulement de la consigne SPE, ce qui rendra le chef d'exploitation plus disponible pour la gestion de crise. Ce point n'appelle plus de remarque de l'ASN.

5.5.6. Gestion des commandes groupées

Une commande groupée (CG) permet d'exécuter des actions sur plusieurs organes, c'est-à-dire une « séquence de conduite ». Le nombre de commandes groupées est plus élevé pour le réacteur EPR que pour les réacteurs d'EDF actuellement en fonctionnement. Les commandes groupées peuvent fonctionner selon huit états différents (sélectionné, non sélectionné, en marche, en défaut, etc.), qui se traduisent par autant de codages spécifiques au niveau de l'IHM. Pour respecter les spécifications techniques d'exploitation, l'équipe de conduite doit être en mesure d'identifier systématiquement et sans équivoque l'état de fonctionnement des commandes groupées. Durant la quatrième campagne d'essais, EDF a relevé qu'une action particulière de mise en mode « individuel » de la commande groupée par l'opérateur pouvait générer des confusions quant à la configuration du train RIS-RA.

Compte tenu de l'importance du système RIS-RA pour la sûreté et du nombre important de configurations possibles, l'ASN considère qu'il n'est pas acceptable que l'opérateur puisse avoir un doute sur la configuration de ce système. Afin de répondre à cette problématique spécifique, EDF a réalisé une modification du contrôle-commande. EDF devra transmettre à l'ASN, à l'issue des essais de démarrage, ses conclusions sur l'efficacité de cette modification.

5.5.7. Dimensionnement de l'équipe de conduite en situation extrême (ESE)

Au cours de l'accident survenu le 11 mars 2011 à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, les équipes de conduite et de crise ont été confrontées à un enchaînement de situations imprévues avec un cumul de facteurs aggravants auxquelles elles ont dû faire face et s'adapter sous une forte contrainte temporelle.

Les évaluations complémentaires de sûreté (ECS) réalisées à la suite de cet accident ont permis d'évaluer le comportement des installations face à des situations extrêmes conduisant à la perte totale des sources de refroidissement et des alimentations électriques, en incluant la gestion des accidents graves, sur l'ensemble d'un site, consécutivement à une agression externe (séisme, inondation, etc.) d'intensité supérieure aux hypothèses de dimensionnement initial des installations. À la suite de ces évaluations, l'ASN a prescrit la mise en place d'un noyau dur (ND) de dispositions matérielles et organisationnelles robustes pour les situations extrêmes étudiées dans le cadre des ECS. Aussi, l'équipe de conduite en situation extrême doit être en capacité de faire face de façon autonome, pendant 24 heures, aux situations extrêmes de référence retenues dans le cadre des ECS.

5.5.7.1. Faisabilité des actions de conduite locales

En complément d'études et de simulations mises en place pour vérifier la faisabilité des actions de conduite en local lors d'une situation extrême, EDF a conduit une démarche qualifiée « *d'exploitabilité du noyau dur* », afin d'apporter une raisonnable assurance sur la capacité de l'exploitant à réaliser, dans les délais requis, les actions locales nécessaires à la conduite du noyau dur (adéquation entre les ressources et les actions nécessaires pendant les premières 24 heures qui suivent le début de l'événement). Ces analyses réalisées d'abord sur plans ont ensuite été complétées par des visites sur site.

EDF s'est assurée, en cohérence avec la démarche « exploitabilité du noyau dur », de l'applicabilité des actions locales en situation extrême sur le réacteur EPR de Flamanville en élaborant des chronogrammes pour les deux scénarios enveloppes, conformément aux situations considérées dans les ECS (manque de tension généralisé

et perte de source froide alors que le réacteur est complètement déchargé ; manque de tension généralisé et perte de source froide alors que le réacteur est en production). EDF précise que « les temps utilisés sont les temps définis dans le cadre d'une installation intègre majorés de 60 % afin de prendre en compte un état dégradé du site ».

L'ASN considère que les actions d'EDF sont satisfaisantes. EDF transmettra à l'ASN, à l'issue du premier cycle d'exploitation, les enseignements de ses démarches.

En complément de cette étude, EDF a effectué un test de déploiement en réel des moyens locaux de crise mis en place après l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi (dispositifs nécessaires à la réalimentation de la piscine d'entreposage et des bâches ASG) afin de conforter les délais identifiés dans les deux scénarios enveloppes. Ce point est traité au paragraphe 5.2.9.

5.5.7.2. Prise en compte du système sociotechnique global

La capacité de l'équipe de conduite (ESE) à faire face à des situations extrêmes a été évaluée lors d'un essai multi-réacteurs réalisé sur simulateur en 2016. Au regard des premiers résultats de cet essai, EDF estime que l'ESE du réacteur EPR de Flamanville est en capacité de remplir les missions qui lui sont confiées pour faire face à une situation résultant d'un accident de grande ampleur et non prédictible, avec un isolement prolongé du site.

Toutefois, l'ASN a noté que des améliorations sont à envisager pour ce qui concerne la partie nationale de l'organisation de crise. EDF s'est engagée à réinterroger le rôle des relais d'informations entre les ESE des trois réacteurs du site de Flamanville et l'organisation nationale de crise, ainsi qu'à renforcer les compétences de l'équipe nationale de crise sur le réacteur EPR de Flamanville. L'ASN considère que ces actions sont satisfaisantes. EDF transmettra à l'ASN ses conclusions sur l'efficacité de ces actions à l'issue du prochain exercice multi-réacteurs.

5.6. Organisation de la radioprotection, de la gestion des sources et de la gestion des transports internes

5.6.1. Organisation de la radioprotection

5.6.1.1. Principes et exigences de radioprotection

Un des objectifs fixés par les directives techniques [52] à la conception du réacteur EPR est de réduire les doses individuelles et collectives reçues par les travailleurs lors de l'exploitation normale et en cas de situations incidentelles, au travers d'un processus d'optimisation tenant compte des données acquises par l'expérience d'exploitation des réacteurs en fonctionnement. Ces objectifs qualitatifs ont été déclinés en objectifs quantitatifs pour les doses collectives (0,35 homme Sievert par an et par réacteur). Concernant les doses individuelles, les activités optimisées en priorité sont celles qui concernent les métiers les plus exposés.

5.6.1.2. Le terme source

Le terme source correspond à l'activité de l'ensemble des produits radioactifs que l'on peut trouver dans le circuit primaire principal ou déposés sur les parois de celui-ci. Il comprend les produits de fission, dégagés par de petits défauts potentiels dans le gainage des crayons de combustible pendant le fonctionnement du réacteur, les produits de corrosion relâchés par les structures internes du circuit primaire et activés lors de leurs passages dans la zone active du cœur et les produits d'activation du fluide primaire comme le tritium et l'azote 16.

EDF a présenté les méthodes de détermination des différents spectres d'activité du circuit primaire et des circuits auxiliaires TEP³¹, TES³², TEG³³, TEU³⁴, RPE³⁵ et REA³⁶ de l'EPR utilisés pour :

- le classement des ESPN et les calculs d'évaluation prévisionnelle des doses des travailleurs (terme source dit « réaliste ») ;
- le dimensionnement des protections biologiques ;
- le dimensionnement des systèmes de traitement des effluents ;
- les calculs des conséquences radiologiques des accidents sans dégradation du combustible et de son gainage.

Par courrier en référence [80], l'ASN a indiqué qu'elle considère satisfaisant les principes présentés par EDF dans les méthodes de détermination des différents spectres.

5.6.1.3. Démarche d'optimisation des expositions

Principe de la démarche

L'article L. 1333-2 du code de la santé publique dispose que toute activité nucléaire doit satisfaire au principe d'optimisation, selon lequel le niveau de l'exposition des personnes aux rayonnements ionisants résultant de l'activité, la probabilité de la survenue de cette exposition et le nombre de personnes exposées doivent être maintenus au niveau le plus faible qu'il est raisonnablement possible d'atteindre, compte tenu de l'état des connaissances techniques et des facteurs économiques et sociétaux. Ce principe est repris au niveau réglementaire pour ce qui concerne les travailleurs à l'article R. 4451-5 du code du travail.

Par courrier en référence [81], l'ASN a souligné que, de manière générale, la prise en compte du principe d'optimisation de la radioprotection dès la conception d'un nouveau réacteur constitue une amélioration notable.

L'ASN considère que la méthode d'EDF est en accord avec les principes généraux d'une démarche d'optimisation. Toutefois, les études détaillées d'optimisation n'apportent pas l'ensemble des justifications attendues. Certains gains avancés sont en effet issus d'hypothèses d'exploitation qui ne font pas l'objet d'exigences traduites dans la documentation de référence du réacteur.

Démarche d'optimisation appliquée au concept « two room » et aux activités dans le bâtiment du réacteur, réacteur en puissance

L'EPR est conçu afin de pouvoir réaliser des opérations de maintenance dans une zone du bâtiment réacteur, qui est accessible réacteur en puissance (« zone de service » dans le schéma ci-dessous). L'analyse de l'ASN a porté, d'une part, sur les protections biologiques de la zone accessible en puissance et, d'autre part, sur la démarche globale d'optimisation mise en œuvre pour les activités à réaliser dans le bâtiment réacteur. Les conclusions de cette analyse ont fait l'objet du courrier en référence [79].

³¹ Circuit de traitement des effluents du circuit primaire

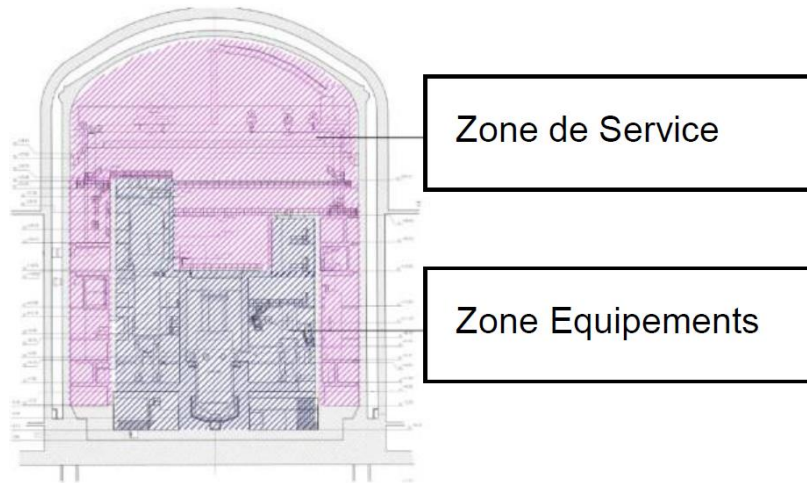
³² Circuit de traitement des effluents solides

³³ Circuit de traitement des effluents gazeux

³⁴ Circuit de traitement des effluents liquides usés

³⁵ Circuit de purges, évènements et exhaures nucléaires

³⁶ Circuit d'appui en eau et bore



L'ASN note dans ce courrier que la méthode consistant à effectuer une première étude des débits de dose ambiants dans les locaux de la zone accessible en puissance, pour définir ensuite des mesures visant à les atténuer lorsqu'ils ne respectent pas les critères fixés pour la conception, est une première étape d'une démarche d'optimisation à la conception.

Toutefois, EDF n'a pas été en mesure de garantir le zonage radiologique visé dans certains locaux de la zone accessible en puissance.

Comme précisé par l'ASN [79] et conformément aux dispositions de l'article R. 4451-15 du code du travail, des vérifications *in-situ* de l'ambiance radiologique, après mise en service de l'installation, devront être réalisées avant les interventions lors de la phase de fonctionnement. Elles permettront de valider les estimations de débit de dose réalisées à la conception et les modalités d'éventuelles interventions dans le bâtiment, réacteur en puissance. Par ailleurs, conformément au référentiel de radioprotection, les débits de dose seront mesurés avant chaque opération de maintenance dans le local « aeroball³⁷ ».

Enfin, conformément à l'article R. 4451-33 du code du travail et à l'article 2.4.1 de l'arrêté INB [5], l'évaluation prévisionnelle des doses en phase de fonctionnement devra être analysée, et le cas échéant actualisée afin de consolider les valeurs des doses collectives par activité.

Gestion des risques de contamination ou d'exposition

Les chaînes de mesure de radioprotection du système KRC et certaines balises de surveillance de l'ambiance radiologique du réacteur du système KRT assurent un rôle vis-à-vis de la radioprotection des travailleurs. À ce titre, il s'agit d'un des moyens mis en œuvre pour la prise en compte de l'optimisation de l'exposition collective des travailleurs.

Par courrier en référence [102], l'ASN a demandé à EDF de préciser les moyens mis en œuvre pour assurer la surveillance radiologique de l'installation vis-à-vis du risque de contamination ou d'exposition des travailleurs en cas de perte des alimentations électriques. En réponse, EDF a indiqué que les chaînes de mesure en radioprotection fixes sont secourues et opérationnelles en cas de perte des alimentations électriques. Le référencement de ces chaînes dans le rapport de sûreté devra être pris en compte à l'échéance du dossier de

³⁷ Le système « aeroball », qui constitue une spécificité d'EPR, correspond à l'instrumentation interne mobile permettant d'élaborer les cartes de flux de l'activité du cœur.

fin de démarrage. Ce point fera l'objet d'une demande [163], en vue de compléments postérieurs à la mise en service de l'installation.

5.6.2. Gestion des sources

Le chapitre du rapport de sûreté relatif à la détention et à l'utilisation des sources de rayonnements ionisants nécessaires au fonctionnement de l'installation décrit la gestion des sources radioactives et définit la liste des familles de sources de rayonnements ionisants nécessaires au fonctionnement de l'installation (sources radioactives scellées ou non scellées, appareils générateurs de rayon X).

L'ASN a formulé des demandes d'évolutions de ce chapitre concernant la définition des familles de sources et la cohérence du chapitre avec les dispositions du code de la santé publique en matière de gestion des sources de rayonnements ionisants. EDF a pris en compte ces demandes et a fait évoluer le rapport de sûreté en conséquence.

5.6.3. Organisation des transports internes

Les opérations de transports internes de marchandises dangereuses dans la centrale nucléaire de Flamanville 3 seront réalisées selon les mêmes modalités que dans les autres centrales nucléaires d'EDF, ce qui justifie la mise en œuvre d'un référentiel similaire.

À cet effet, à la suite de demandes de l'ASN, EDF a mis en cohérence les chapitres du rapport de sûreté et des règles générales d'exploitation relatifs aux transports internes du réacteur EPR de Flamanville avec ceux qui sont applicables dans les autres installations nucléaires de base qu'elle exploite.

6. Position de l'ASN sur les conditions d'exploitation de l'installation après la mise en service

6.1. Impact du réacteur sur le cycle du combustible

L'ASN n'a pas détecté d'impact du réacteur EPR de Flamanville sur le cycle du combustible : les quantités induites par l'installation sont prises en compte dans le dossier de « cohérence du cycle du combustible REP français ». L'ASN a émis un avis [48] sur ce dossier le 18 octobre 2018.

6.2. Organisation d'EDF pour l'exploitation de Flamanville 3

L'unité chargée de l'exploitation du réacteur EPR de Flamanville est organisée de manière similaire aux autres unités d'EDF avec la particularité d'exploiter un réacteur unique en France. Elle fonctionne selon les mêmes processus en adaptant la déclinaison opérationnelle aux spécificités du réacteur et bénéficie du retour d'expérience de l'exploitation des réacteurs d'EDF mais aussi des réacteurs EPR d'Olkiluoto (Finlande) et de Taishan (Chine). Étant implantée sur le même site que les réacteurs de Flamanville 1 et 2, une partie de l'exploitation est mutualisée, notamment en ce qui concerne la protection contre la malveillance, la gestion des situations d'urgences ou encore la protection de l'environnement.

La position de l'ASN sur l'organisation d'EDF est présentée au paragraphe 9.3.2.

6.3. Règles générales d'exploitation (RGE)

6.3.1. Contexte et remarques préliminaires

Les règles générales d'exploitation intégrées au dossier de demande d'autorisation de mise en service comportent les chapitres suivants :

- architecture et règles d'utilisation ;
- organisation de l'exploitation ;
- agressions ;
- spécifications techniques d'exploitation ;
- organisation de la radioprotection et des transports internes ;
- maîtrise des risques conventionnels ;
- conduite en situation d'incident ou d'accident ;
- accidents graves ;
- maintenance ;
- essais périodiques ;
- maîtrise des inconvénients ;
- essais physiques du cœur ;
- maîtrise de la gestion des déchets.

Il est à noter que :

- les chapitres relatifs aux agressions, à la maintenance, à l'organisation de la radioprotection et des transports internes, à la maîtrise des risques conventionnels, à la maîtrise des inconvénients et à la maîtrise de la gestion des déchets sont des chapitres nouveaux qui n'existent pas dans les RGE des réacteurs d'EDF en fonctionnement ;
- le chapitre relatif à la maîtrise de la gestion des déchets est commun à l'ensemble des réacteurs en fonctionnement d'EDF.

La déclinaison opérationnelle des exigences documentées dans les RGE a fait l'objet de plusieurs inspections thématiques du futur exploitant qui ont mené l'ASN à formuler des demandes à EDF dont les réponses n'appellent plus de commentaire.

6.3.2. Chapitre 1 (organisation)

Le chapitre 1 définit de manière synthétique les principes de management et l'organisation mis en place par l'exploitant de Flamanville 3 pour protéger les intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement.

Ce chapitre précise les ambitions et principes de management de l'exploitant, son système de management, sa pyramide documentaire et les évolutions associées et sa politique industrielle. Il décrit les principes définis par l'exploitant pour la gestion des compétences, les exigences pour la réalisation des activités importantes pour la protection des intérêts, les modalités mises en œuvre pour exercer la surveillance des intervenants extérieurs, l'organisation de l'équipe de conduite en quart, les dispositions organisationnelles de l'astreinte et la description fonctionnelle de la filière indépendante de sûreté.

Les principes définis pour le réacteur EPR de Flamanville sont similaires à ceux mis en œuvre par EDF pour ses réacteurs en exploitation, bénéficiant ainsi de l'expérience d'exploitation d'EDF. Il convient de noter une spécificité dans l'organisation de l'équipe de quart en conduite normale avec un opérateur « action » et un opérateur « supervision », liée à la conception du réacteur EPR. La position de l'ASN sur l'organisation de l'équipe de conduite en situation normale et en situation incidentelle et accidentelle est présentée aux paragraphes 5.5.4 et 5.5.5.

6.3.3. Chapitre 2 (agressions)

Le chapitre 2 des RGE définit les spécifications générales permettant de garantir le respect, en exploitation, des objectifs de sûreté définis dans la démonstration de sûreté (cf. 3.2.1), ainsi que les principes généraux de gestion des risques liés aux agressions internes ou externes identifiées dans le rapport de sûreté. Pour les agressions que les prévisions météorologiques permettent d'anticiper (telles que le grand froid, l'inondation externe liée au niveau marin ou certaines agressions de la source froide), le chapitre 2 précise les critères d'entrée dans les différentes phases de surveillance et d'action.

Plus précisément, les études d'agressions réalisées dans le cadre de la démonstration de sûreté conduisent à identifier des dispositions de protection à requérir en fonctionnement normal, afin de limiter les conséquences des agressions internes ou externes sur les matériels, systèmes et fonctions de sûreté de l'installation et des hypothèses structurantes qui correspondent aux dispositions relatives « *aux configurations et limites de circuits à respecter dans certaines situations, aux actions préventives à mettre en œuvre et au suivi en exploitation des matériels passifs statiques* ».

Le chapitre 2 des RGE comprend :

- la liste des dispositions agressions (DAgr) requises en fonction des domaines d'exploitation et la conduite à tenir en cas de mise en défaut d'une DAgr. Dans la majorité des cas, elle consiste à remettre en conformité la DAgr sous un délai maximal prescrit ;
- les prescriptions complémentaires à respecter afin de garantir le respect des hypothèses structurantes de la démonstration de sûreté.

L'ASN a instruit, avec l'appui de l'IRSN, la cohérence et la pertinence de règles définies, tant pour les matériels actifs que passifs.

Dans son courrier [116], l'ASN a considéré que la création d'un chapitre dédié dans les RGE du réacteur EPR de Flamanville représente un progrès par rapport aux RGE des autres réacteurs en fonctionnement³⁸ d'EDF.

Toutefois, dans ce courrier, l'ASN a considéré que des améliorations devront être apportées à ce chapitre ultérieurement.

6.3.4. Chapitre 3 (STE - fonctionnement normal et dégradé)

Le chapitre 3 des RGE est une déclinaison opérationnelle du rapport de sûreté qui regroupe des dispositions à respecter par l'exploitant en fonctionnement normal afin de prévenir les situations d'incidents et d'accident mais aussi de disposer des matériels nécessaires à la gestion d'une situation d'incident ou d'accident si celle-ci venait à survenir. Il est communément appelé « spécifications techniques d'exploitation » (STE).

Les objectifs des STE sont de :

- définir les limites du fonctionnement normal de l'installation afin de rester conforme aux hypothèses de conception et de dimensionnement de l'installation ;
- requérir, en fonction de l'état du réacteur considéré, les fonctions de sûreté indispensables au contrôle, à la protection, à la sauvegarde des barrières ainsi qu'à l'opérabilité des procédures de conduite du chapitre 6 des RGE ;
- prescrire une conduite à tenir en cas de dépassement d'une limite de fonctionnement normal ou d'indisponibilité d'une fonction de sûreté requise afin de ne pas laisser le réacteur fonctionner de manière prolongée dans ces situations de fonctionnement dégradé.

Les STE sont composées de plusieurs parties :

- le chapitre « généralités » qui contient les règles générales applicables ;
- les chapitres consacrés à chaque état de fonctionnement du réacteur (en puissance ou arrêté pour rechargement par exemple) qui listent les règles applicables à chacun de ces états ;
- le chapitre « définitions » qui définit certains termes utilisés dans les STE.

³⁸ Pour les réacteurs en fonctionnement, des règles dites « Règle d'application des spécificités agressions » (RASA) sont mises en œuvre dans le cadre des réexamens périodiques.

Les STE sont utilisées quotidiennement par les opérateurs en salle de commande. Tout non-respect de spécifications techniques d'exploitation fait l'objet d'une déclaration d'événement significatif à l'ASN.

Dans l'ensemble, leur contenu est équivalent pour Flamanville 3 à ce qui existe pour les autres réacteurs d'EDF en fonctionnement. Du fait des spécificités du réacteur EPR, des dispositions nouvelles ont été introduites ou font référence à des équipements qui ne sont pas présents sur les réacteurs en fonctionnement.

Dès 2008, l'ASN, avec l'appui de l'IRSN, a réalisé l'instruction anticipée des règles générales d'exploitation. Pour le chapitre 3, les aspects suivants ont été instruits :

- les grandes évolutions par rapport aux STE actuellement en vigueur sur les réacteurs en fonctionnement (règles de cumuls, prise en compte des quatre trains de sauvegarde, évolution des définitions) ;
- les principes de définition de la disponibilité des systèmes ou des fonctions de sûreté ;
- l'interface entre le chapitre 3 et les autres chapitres des RGE ;
- le lien entre le chapitre 3 des RGE et le rapport de sûreté.

Après cette instruction anticipée, l'ASN a instruit, avec l'appui de l'IRSN, une version révisée du chapitre 3 des RGE transmise avec la demande d'autorisation de mise en service sur les thèmes suivants :

- les modalités de déclinaison dans les STE du principe d'élimination pratique des rejets précoces importants ;
- la déclinaison des règles d'études des situations d'incident et accident relatives au bâtiment combustible (BK) ;
- la démarche de valorisation des études probabilistes de sûreté (EPS) dans les STE ;
- les modalités de prise en compte dans les STE des conclusions des études complémentaires de sûreté (ECS) menées après l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi.

À l'issue de cette instruction, l'ASN a demandé à EDF de faire évoluer ce chapitre sur plusieurs points. EDF a transmis des éléments de réponse et une version révisée des STE, qui ont fait l'objet d'une nouvelle instruction avec l'appui de l'IRSN de 2019 à 2022. Les éléments issus des instructions antérieures et pour lesquels EDF a produit des éléments nouveaux ont été examinés, en particulier :

- les gradients de puissance à respecter afin de garantir l'intégrité de la première barrière de confinement, susceptibles d'être fragilisées par des variations de puissance trop importantes ;
- les modalités de traitement des événements prévus dans les STE pour les systèmes et fonctions participant explicitement à l'élimination pratique des rejets précoces importants ;
- les exigences de disponibilité des systèmes et fonctions requis en phase long terme des études d'accident et des moyens de mitigation nécessaires à la réduction du risque de fusion et à la maîtrise des situations de fusion du cœur ;
- les exigences de conduite à tenir en cas de perte de la redondance d'une information nécessaire à la conduite post-accidentelle.

Au vu de la dernière version des spécifications techniques d'exploitation et du périmètre couvert par son instruction, l'ASN considère que ce chapitre des RGE de la demande d'autorisation de mise en service de

Flamanville 3 est cohérent avec les dispositions du rapport de sûreté. Sa mise en œuvre par les équipes de conduite permettra d'exploiter l'installation dans le domaine couvert par les différentes études de sûreté.

Par ailleurs, certains essais de démarrage réalisés après la mise en service de Flamanville 3 vont nécessiter des modifications temporaires des STE, qui sont jointes au dossier de demande d'autorisation de mise en service. L'ASN s'est assurée de l'acceptabilité de ces modifications temporaires et du caractère suffisant des dispositions compensatoires lors de leur mise en œuvre.

6.3.5. Chapitre 4 (organisation de la radioprotection et des transports internes)

Au sein d'une installation nucléaire de base, les missions de conseil en radioprotection de l'exploitant et de l'employeur sont assurées par les pôles de compétence en radioprotection mentionnés, d'une part, aux articles R. 1333-18 du code de la santé publique et R. 593-112 du code de l'environnement et, d'autre part, à l'article R. 4451-113 du code du travail.

Le pôle de compétence mis en place au titre du code de l'environnement conseille l'exploitant sur toute question relative à la radioprotection de la population et de l'environnement vis-à-vis des risques et inconvénients des rayonnements ionisants, tandis que le pôle de compétence mis en place au titre du code du travail conseille l'employeur sur la mise en œuvre des mesures et moyens de prévention des risques d'exposition aux rayonnements ionisants des travailleurs.

L'arrêté du 28 juin 2021 relatif aux pôles de compétence en radioprotection [10] décrit notamment les exigences organisationnelles pour mettre en œuvre ces pôles.

En application de cet arrêté, les dispositions relatives à l'organisation des pôles de compétence ont été intégrées en 2022 dans le chapitre 4 des règles générales d'exploitation.

EDF a déposé une demande d'approbation des pôles de compétence. Cette demande était commune pour les réacteurs en fonctionnement et le réacteur EPR de Flamanville. Cette demande a été approuvée par l'ASN par la décision du 28 décembre 2022 [41]. La déclinaison opérationnelle dans le chapitre 4 des RGE des exigences liées à la gestion des sources et à la gestion des transports internes (décrit au paragraphe 5.6) n'appellent pas de remarque de l'ASN.

6.3.6. Chapitre 5 (environnement : maîtrise des risques d'accidents non radiologiques)

Le chapitre 5 des RGE décline de manière opérationnelle les exigences issues de la démonstration établie dans le chapitre 3.8 du rapport de sûreté relatif aux risques non radiologiques (cf. 5.3). Le chapitre 3.8 du rapport de sûreté présente pour chaque phénomène dangereux ou situation possible de pollution accidentelle des dispositions organisationnelles visant à réduire le risque à la source. Cela conduit ainsi à ce qu'aucun phénomène dangereux n'ait d'effet par voie aérienne à l'extérieur des limites du site nucléaire de Flamanville.

Pour ce qui concerne les pollutions accidentelles par voie liquide, EDF a complété sa démonstration de maîtrise des risques par l'identification des moyens matériels visant à confiner toute pollution accidentelle à l'intérieur du site nucléaire de Flamanville. Ces moyens matériels constituent des équipements importants

pour la protection relevant du domaine des risques non radiologiques (EIP-r). Ainsi pour chaque EIP-r propre au réacteur EPR, le chapitre 5 des RGE décrit :

- pour ce qui concerne les EIP-r dits passifs, c'est-à-dire les ouvrages de confinement, les dispositions attendues à savoir le maintien des volumes de rétention disponibles. Tous ces EIP-r dits passifs font par ailleurs l'objet d'un suivi de leurs exigences en application du chapitre 8 des RGE relatif à la maintenance ;
- pour ce qui concerne les EIP-r dits actifs, c'est-à-dire les organes de coupure, la fonction affectée au matériel concerné ainsi que la position initiale par défaut, les critères conduisant à considérer que la fonction n'est plus assurée, les tests de bon fonctionnement à réaliser ainsi que les périodicités et critères associés à ces tests, ainsi que la conduite à tenir en cas de perte de la fonction. Cette conduite à tenir repose sur l'analyse immédiate des mesures compensatoires à mettre en œuvre dans un délai adapté aux risques.

L'instruction par l'ASN du chapitre 5 des RGE a conduit à considérer acceptables sur le principe les dispositions proposées par EDF. Il s'agit du premier chapitre des RGE traitant de la maîtrise des risques non radiologiques déployé pour les centrales nucléaires en France. Ainsi, il apparaît que la pertinence des dispositions opérationnelles proposées dans ce chapitre doit pouvoir être examinée à la lumière d'un premier retour d'expérience. L'ASN considère donc nécessaire qu'EDF présente, à l'échéance du dossier de fin de démarrage, un bilan des enseignements de l'application du chapitre 5 des RGE. Ce bilan devra se prononcer sur la pertinence des dispositions opérationnelles du chapitre 5 des RGE et en particulier les conduites à tenir ainsi que les mesures compensatoires envisagées.

6.3.7. Chapitre 6 (conduite incidentelle ou accidentelle)

Le chapitre VI des RGE rassemble les règles de conduite en situation d'incident ou d'accident (CIA), c'est-à-dire les documents qui précisent les objectifs, les principes, la logique, la chronologie et les justifications de la conduite. La CIA vise à éviter l'endommagement du combustible, limiter les rejets radioactifs et conduire l'installation dans un état sûr.

Les règles de conduite sont complétées par des consignes, qui sont des documents opératoires rédigées sur la base des règles et qui formalisent les actions de conduite que doit réaliser l'équipe de conduite. Seules les règles de conduite sont instruites par l'ASN.

Le contenu du chapitre VI des RGE du réacteur EPR de Flamanville est équivalent à ce qui existe pour les autres réacteurs nucléaires en fonctionnement d'EDF.

Entre 2008 et 2014, l'ASN a instruit, avec l'appui de l'IRSN, des versions préliminaires du chapitre VI des RGE du réacteur EPR de Flamanville. Le périmètre de cette instruction anticipée a été élargi au fur et à mesure de la consolidation des stratégies de conduite. Il a porté sur :

- la doctrine, les principes et le processus d'élaboration de la CIA de l'EPR ;
- l'interface entre le domaine de la CIA et le domaine de la conduite normale (chapitre 3 des RGE) ou le domaine des accidents graves (chapitre 7 des RGE) ;
- la conduite des événements de vidange de la piscine d'entreposage des assemblages de combustible ;
- les principes de CIA portant sur la gestion des conséquences des agressions.

De plus, un premier jeu de règles de CIA en version préliminaire concernant les incidents et accidents survenant dans les états fermés du circuit primaire, ainsi que les règles de changement d'interface de conduite³⁹ ont été instruits.

Par la suite, l'ASN a poursuivi l'instruction en 2017 et 2018 en examinant, avec l'appui de l'IRSN, la section « Généralités » du chapitre VI des RGE qui présente les grands principes de conception et d'utilisation de ce chapitre et un jeu de règles de conduite qui intègre les modifications apportées par EDF en réponse aux conclusions de l'instruction anticipée. En particulier, l'ASN s'est assurée de la déclinaison effective, dans les règles de conduite, des actions permettant d'atteindre un état sûr ou un état final pour les accidents présentés dans le rapport de sûreté.

Enfin, l'ASN a instruit en 2019, avec l'appui de l'IRSN, les règles de conduite relatives aux états d'arrêt du réacteur lorsque le combustible est chargé dans la cuve du réacteur.

En parallèle de cette dernière instruction, l'ASN a mené deux inspections dans les services d'ingénierie d'EDF et sur le site de Flamanville dont le but était de contrôler la validation et l'opérabilité des jeux de consignes de CIA. Les demandes formulées à l'issue de ces inspections ont alimenté l'instruction du chapitre 6.

L'ASN a également contrôlé, lors de l'inspection de revue menée en 2023 [158], la faisabilité des actions de conduite réalisées depuis la salle de commande et sur le terrain (cf. paragraphe 9.3.2).

En réponse aux conclusions de cette instruction et des inspections, EDF s'est engagée à fournir des compléments dans le dossier de fin de démarrage.

Au vu de l'instruction réalisée et des engagements pris par EDF, l'ASN considère que le chapitre 6 des RGE présenté par EDF dans la demande d'autorisation de mise en service de Flamanville 3 contient un jeu de règles de conduite permettant de gérer les incidents et les accidents redoutés dans le rapport de sûreté.

6.3.8. Chapitre 7 (accidents graves)

Le chapitre 7 des règles générales d'exploitation est dédié aux principes de conduite qui seraient déclinés par l'équipe de conduite en cas d'accident avec fusion du cœur (accident grave) pour limiter les rejets radioactifs. C'est un chapitre des règles générales d'exploitation qui n'existe pas pour les autres réacteurs nucléaires qu'EDF exploite en France.

Les situations d'accident avec fusion du cœur nécessitent des modalités de gestion spécifiques, l'objectif étant de limiter les rejets radioactifs et de ramener le réacteur dans un état maîtrisé et stabilisé. Le chapitre 7 décrit ainsi les critères d'entrée dans une conduite « accident grave » puis présente les principes de cette conduite en détaillant les fonctions de sûreté à surveiller pour ce type de situation, leur priorisation et les actions immédiates à lancer dès l'atteinte des critères d'entrée.

³⁹ Dans certaines situations dégradées, l'équipe de conduite qui pilote d'habitude l'installation depuis le moyen de conduite principal (MCP) peut être amenée à abandonner ce moyen de conduite et à basculer sur le moyen de conduite de secours (MCS).

Une entrée en situation de fusion du cœur est forcément précédée d'un déclenchement du plan d'urgence interne. L'organisation mise en place dans le cadre de ce plan permettra de proposer aux équipes de crise des actions de conduite particulières adaptées à la situation rencontrée.

Des guides d'intervention en accident grave sont à disposition des équipes de crise. Ils contiennent les modalités pratiques pour mettre en œuvre les différentes actions possibles en situation d'accident grave. Ces guides opérationnels ne font pas partie des règles générales d'exploitation.

L'ASN s'est positionnée par les courriers en références [116] et [120] sur le caractère suffisant du contenu du chapitre 7 des RGE de Flamanville 3 et sur la cohérence entre ce chapitre et les stratégies de conduite à appliquer dans ces situations. Les principales demandes formulées par l'ASN ont porté sur les interfaces entre la conduite en situation d'accident grave et la conduite en situation d'incident ou d'accident, la justification des délais pris en compte pour la réalisation de certaines actions ou encore la justification de la faisabilité en termes de radioprotection des actions prévues. Au vu des évolutions apportées au chapitre 7 des RGE au cours de l'instruction et des réponses apportées aux demandes formulées par l'ASN dans les deux courriers précédemment cités, l'ASN estime que le chapitre 7 présente un contenu adapté pour la mise en service de l'installation. Des besoins d'améliorations et des précisions ont été identifiés et devront être intégrés dans le dossier de fin de démarrage.

6.3.9. Chapitre 8 (maintenance)

La maintenance désigne l'ensemble des actes préventifs ou correctifs destinés à détecter et à remédier à une dégradation d'un bien et à le maintenir dans un état dans lequel il peut accomplir ses fonctions requises durant son cycle de vie. Ces activités sont essentielles tant au maintien de la performance industrielle que de la sûreté de l'installation, et sont complémentaires de la surveillance permanente et périodique.

La création d'un chapitre dédié dans les RGE du réacteur EPR de Flamanville représente un progrès par rapport aux RGE des réacteurs en fonctionnement d'EDF qui, à la date de dépôt de la demande d'autorisation de mise en service, n'en comportaient pas.

EDF présente dans ce chapitre de manière synthétique les principes de la maintenance appliquée à l'ensemble des éléments importants pour la protection des intérêts (EIP) concernés. Ce chapitre précise notamment :

- la politique de maintenance d'EDF ;
- les exigences relatives aux activités de maintenance (programmation des interventions et maîtrise de la réalisation des activités identifiées comme importantes pour la protection des intérêts (AIP)) ;
- les modalités de requalification après intervention, de suivi de tendance, de comptabilisation des situations⁴⁰, les dispositions prises pour assurer la pérennité de la qualification aux conditions accidentelles, les modalités de gestion des dispositions et moyens particuliers ;
- les modalités de gestion des matériels et des pièces de rechange (incluant un processus de maîtrise de l'obsolescence) ;
- les dispositions de maîtrise du vieillissement et de la fiabilité.

⁴⁰ La comptabilisation des situations est une obligation prévue par l'article 7 de l'arrêté [7].

Enfin, ce chapitre donne une liste indicative des activités susceptibles d'être intégrées aux programmes de maintenance préventive par grandes familles de matériels. Ainsi, la création de ce nouveau chapitre des RGE permet de rassembler, au sein d'un même document, des éléments qui étaient auparavant dispersés au sein de notes diverses.

Au cours de l'instruction, et à la suite des échanges avec l'ASN et l'IRSN, EDF a fait évoluer positivement ce chapitre. L'ASN considère qu'il est désormais cohérent et satisfaisant.

6.3.10. Chapitre 9 (essais périodiques)

Les essais périodiques (EP) sont des contrôles techniques périodiques visant à s'assurer de la conformité en exploitation des EIP par rapport à une exigence, qu'elle soit quantitative ou qualitative.

Les essais périodiques ont pour objectif de vérifier :

- la disponibilité des fonctions classées de sûreté et des équipements nécessaires à l'accomplissement de ces fonctions ;
- le respect de certaines hypothèses utilisées pour les conditions de fonctionnement étudiées dans le rapport de sûreté, durant toute l'exploitation du réacteur.

Le chapitre 9 des RGE est constitué d'une partie « Généralités », qui précise les objectifs et principes d'élaboration et de réalisation des programmes d'EP, et des règles d'essais (RE) qui précisent notamment l'objectif, la périodicité et les critères à contrôler pour chaque EP.

Ce chapitre a donné lieu à une instruction approfondie de sa section « Généralités » et à une instruction par sondage de différentes règles d'essais. L'échantillon étudié est le suivant :

- les règles d'essais des systèmes nouveaux par rapport aux autres réacteurs d'EDF ou présentant une importance particulière pour la sûreté ;
- les règles d'essais concernant le basculement automatique entre le transformateur de soutirage et le transformateur auxiliaire et les protections électriques ;
- certaines règles d'essais concernant les systèmes de ventilation ;
- les règles d'essais associées aux groupes électrogènes de secours ;
- les règles d'essais affectées aux systèmes du noyau dur défini après l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi ;
- les règles d'essais relatives aux capteurs.

À la suite de l'instruction et des évolutions apportées en conséquence par EDF, l'ASN considère que le chapitre 9 des RGE est satisfaisant pour la mise en service du réacteur. Cependant, l'ASN considère qu'EDF devra apporter des évolutions à certaines règles d'essais à l'échéance de la remise du dossier de fin de démarrage. Ces évolutions seront précisées par courrier.

6.3.11. Chapitre 10 (essais physiques)

Les essais physiques du cœur désignent un ensemble d'essais visant à vérifier le comportement physique du cœur et de ses moyens de contrôle, de surveillance et de protection.

Le premier démarrage de l'EPR de Flamanville fera l'objet d'un programme d'essais physiques spécifique qui comporte des essais permettant notamment de vérifier certaines hypothèses de conception du cœur du réacteur.

Ensuite, le cœur fera l'objet d'une surveillance périodique prescrite par les essais du chapitre 10 des RGE. Ces essais seront réalisés pendant la première montée en puissance après chaque rechargement de combustible puis périodiquement tout au long de chaque cycle d'irradiation.

Essais physiques de premier démarrage

Les essais physiques de premier démarrage seront réalisés pendant la phase comprise entre le chargement du combustible et l'atteinte de la puissance nominale.

Ils permettront de s'assurer que les paramètres physiques caractéristiques du comportement du cœur sont conformes à ceux calculés dans le cadre des études de sûreté et que les spécificités de l'EPR (grandes dimensions du cœur, présence d'un réflecteur lourd, instrumentation neutronique interne particulière) ont été bien appréhendées lors de la conception.

Ces essais seront effectués à puissance nulle et à différents paliers de puissance.

Plus précisément, ce programme a été conçu afin de :

- vérifier le bon comportement de l'instrumentation neutronique, dont les signaux sont valorisés dans plusieurs chaînes de surveillance et de protection du cœur ;
- vérifier le bon dimensionnement des seuils des chaînes de surveillance et de protection qui utilisent les signaux de l'instrumentation neutronique et du boremètre du système de contrôle volumétrique et chimique (RCV) ;
- vérifier le caractère stabilisant de la contre-réaction neutronique liée à une variation de la température du fluide primaire ;
- vérifier le conservatisme d'hypothèses considérées dans la démonstration de sûreté nucléaire ;
- vérifier des indicateurs de bon fonctionnement du cœur sans lien direct avec la démonstration de sûreté et la cohérence du comportement du cœur avec le retour d'expérience acquis sur les réacteurs en exploitation en France ;
- vérifier le bon fonctionnement des outils nécessaires à l'interprétation des essais physiques ;
- calibrer l'instrumentation neutronique et actualiser certains paramètres tels que des seuils de chaînes de surveillance et de protection du cœur.

Le programme des essais physiques de premier démarrage prend en compte le retour d'expérience des premiers réacteurs EPR en fonctionnement (cf. 5.2.3.4).

Essais physiques après un rechargement de combustible

Le chapitre 10 des RGE prescrit, dans les règles des essais physiques au redémarrage après rechargement (REPR), des essais à réaliser lors de la première montée en puissance après chaque rechargement de combustible.

Ces essais seront réalisés dès le deuxième cycle d'irradiation, à puissance nulle et à différents paliers de puissance.

Ils ont pour objectif de vérifier la conformité du cœur aux calculs réalisés dans le cadre des études de sûreté réalisées à chaque rechargement de combustible et de vérifier ainsi le conservatisme d'hypothèses considérées dans la démonstration de sûreté. Ils permettent également de calibrer l'instrumentation neutronique et d'actualiser certains paramètres des chaînes de surveillance et de protection du cœur.

Les essais de la REPR se distinguent des essais de premier démarrage par une moindre variabilité des configurations de grappes d'absorbants neutroniques explorées au cours des essais. De plus, certaines caractéristiques vérifiées lors des essais de premier démarrage sont considérées acquises pour les cycles ultérieurs. Il s'agit notamment de la vérification du bon dimensionnement des seuils des chaînes de surveillance et de protection du cœur, ainsi que du conservatisme de certaines hypothèses considérées dans la démonstration de sûreté non liées au plan de chargement.

Essais physiques en cours de cycle

Le chapitre 10 des RGE prescrit, dans la règle des essais physiques en cours de cycle (REPC), des essais à réaliser périodiquement au cours de chaque cycle d'irradiation. Ces essais permettent de s'assurer du respect des hypothèses retenues dans la démonstration de sûreté entre l'atteinte du palier de puissance nominale à l'issue de la première montée en puissance après rechargement et l'arrêt du réacteur pour rechargement. Ils consistent notamment à vérifier périodiquement des indicateurs de bon fonctionnement du cœur, à calibrer l'instrumentation neutronique pour notamment tenir compte de l'épuisement du cœur et à actualiser certains paramètres des chaînes de surveillance et de protection. Ils seront effectués dès le premier cycle d'irradiation.

Instruction dans le cadre de la demande d'autorisation de mise en service

L'ASN a plus particulièrement analysé, avec l'appui de l'IRSN, la pertinence et l'exhaustivité des essais prescrits par rapport aux objectifs associés aux programmes d'essais physiques. Ainsi, les grandeurs mesurées ou calculées lors des essais, les critères associés et les conduites à tenir en cas de non-respect de critère ont été examinés. La démonstration de sûreté lors des essais a également fait l'objet d'une instruction. En effet, certaines configurations de cœur rencontrées lors de la réalisation des essais physiques ne sont pas couvertes par les études du rapport de sûreté et font l'objet de justifications de sûreté particulières.

De manière générale, l'ASN estime que les évolutions apportées aux programmes d'essais physiques lors de leur instruction permettent de compléter la justification de la pertinence et de l'exhaustivité des essais et sont de nature à renforcer la démonstration de sûreté pendant les essais.

Toutefois, l'ASN a estimé que des compléments devaient être apportés sur certains essais qui portent en particulier sur le programme de requalification de l'instrumentation neutronique en cas de remplacement pendant un arrêt pour rechargement. Par ailleurs, l'ASN a constaté que les programmes d'essais physiques n'étaient pas exhaustifs et que des essais complémentaires devaient être définis afin de renforcer la démonstration de la conformité du cœur. Enfin, l'ASN a demandé à EDF d'apporter des compléments de

justification sur la définition de certains seuils des chaînes de surveillance et de protection du cœur pendant la phase d'essais physiques [145]. Ces compléments ont été analysés et jugés satisfaisants [152].

L'ASN a également inspecté l'organisation spécifique mise en place par EDF pour le suivi et l'analyse des essais physiques du premier démarrage (cf. paragraphe 7.4.4).

6.3.12. Chapitre 11 (maîtrise des inconvénients)

La maîtrise des inconvénients que présente le fonctionnement normal d'une centrale nucléaire sur la santé humaine et l'environnement est démontrée dans l'étude d'impact. Dans le cadre de la mise en service du réacteur EPR de Flamanville, cette étude d'impact a été mise à jour en 2021.

Le chapitre 11 des RGE décline de manière opérationnelle les exigences issues de la démonstration établie dans cette étude d'impact en regroupant des dispositions opérationnelles relatives au fonctionnement des équipements importants pour la protection relevant du domaine des inconvénients (EIP-i). Les EIP-i spécifiques au réacteur EPR de Flamanville se situent principalement dans les bâtiments de l'îlot nucléaire et la salle des machines. Ils contribuent à la maîtrise des rejets gazeux radioactifs issus de l'îlot nucléaire et des rejets liquides en hydrocarbures issues des installations de la salle des machines.

Les autres rejets produits par l'exploitation du réacteur EPR, principalement les rejets liquides radioactifs et non-radioactifs sont traités par des installations communes à l'ensemble des réacteurs de Flamanville dépendant des réacteurs n° 1 et n° 2. Les EIP-i contribuant à la maîtrise de ces autres rejets ne sont donc pas propres au réacteur EPR et, par conséquent, ne sont pas traités dans le cadre du chapitre 11 des RGE dédié au réacteur EPR de Flamanville.

Les EIP-i, propres au réacteur EPR, concernent les chaînes de mesures d'activité, le débitmètre et les vannes d'isolement des effluents radioactifs gazeux, les dispositifs de filtration de ces effluents gazeux (pièges à iode et filtres très haute efficacité) ainsi que deux déshuileurs collectant l'ensemble des égouttures d'hydrocarbures des matériels dont principalement ceux de la salle des machines. Cette liste d'EIP-i ne se distingue pas de celle des autres réacteurs d'EDF.

Pour chaque EIP-i, le chapitre 11 des RGE décrit :

- la fonction affectée au matériel concerné. Cela peut être par exemple une fonction de surveillance et de maîtrise du rejet pour les chaînes de mesure d'activité, une fonction d'isolement pour les vannes d'isolement ou une fonction de maîtrise des rejets liquides en mer pour les déshuileurs ;
- les critères conduisant à considérer que cette fonction n'est plus assurée ;
- la conduite à tenir en cas de perte de la fonction ;
- les tests de bon fonctionnement à réaliser lorsque l'EIP-i en question ne fait pas déjà l'objet de contrôle en application du chapitre 9 des RGE.

L'instruction par l'ASN du chapitre 11 des RGE a conduit à considérer acceptables sur le principe les dispositions proposées par EDF. Il s'agit de plus du premier chapitre des RGE traitant de la maîtrise des inconvénients déployé pour les réacteurs d'EDF. Ainsi, la pertinence des dispositions opérationnelles définies dans ce chapitre doit pouvoir être examinée à la lumière d'un premier retour d'expérience. L'ASN considère

donc nécessaire qu'EDF établisse, à échéance du dossier de fin de démarrage, un bilan des enseignements tirés du retour d'expérience de l'application de ce chapitre. Cette demande sera formulée dans un courrier à venir.

6.3.13. Chapitre 12 (Maîtrise de la gestion des déchets)

La décision de l'ASN du 21 avril 2015 [21] précisent les éléments qui doivent figurer dans les règles générales d'exploitation en ce qui concerne la gestion des déchets. C'est l'objet du chapitre 12 des RGE.

Ces dispositions ne sont pas spécifiques au réacteur EPR de Flamanville. Elles reprennent celles établies par EDF pour l'ensemble de ses réacteurs en fonctionnement. L'instruction de ce chapitre des RGE a conduit l'ASN à demander à EDF [132] de le compléter pour qu'il reprenne l'ensemble des dispositions attendues décrites dans la décision [21]. En réponse à cette demande, EDF a intégré dans son dossier de demande d'autorisation de mise en service une version complétée de ce chapitre. L'instruction de cette version complétée n'appelle pas de remarque de l'ASN.

6.4. Préparation et gestion des situations d'urgence

6.4.1. Plan d'urgence interne (PUI)

Le plan d'urgence interne présenté par EDF dans le dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'INB n° 167 est applicable aux réacteurs Flamanville 1, Flamanville 2 et Flamanville 3 et couvre également la phase de mise en service partielle. Il s'agit d'une mise à jour du plan d'urgence interne qui existait pour les deux premiers réacteurs.

La version figurant dans le dossier de demande d'autorisation de mise en service est une mise à jour de la version qui a déjà été autorisée au moment de l'autorisation de mise en service partielle de Flamanville 3 en vue de la réception du combustible sur le site, par la décision de l'ASN du 8 octobre 2020 [37]. Depuis cette autorisation, le plan d'urgence interne a fait l'objet de plusieurs modifications instruites et autorisées par l'ASN [38][42].

6.4.2. Gestion des situations d'urgence

Le titre VII de l'arrêté INB [5] fixe les dispositions générales relatives à la gestion des situations d'urgence. Il est complété par la décision du 13 juin 2017 [27].

La prescription [INB167-57][ECS-1] de la décision du 26 juin 2012 [15], prise au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté menées à la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, requiert, en son IV, que « *l'exploitant défini[sse] toutes les dispositions nécessaires pour assurer le caractère opérationnel de l'organisation et des moyens de crise, y compris en cas d'accident affectant tout ou partie des installations du site de Flamanville. À cet effet, l'exploitant [...] fixera en particulier, avant le 30 juin 2012, des exigences relatives :*

- *aux locaux de gestion des situations d'urgence, pour qu'ils offrent une grande résistance aux agressions et qu'ils restent accessibles et habitables en permanence et pendant des crises de longue durée, y compris en cas de rejets radioactifs. Ces locaux devront permettre aux équipes de crise d'assurer le diagnostic de l'état des installations et le pilotage des moyens du noyau dur ;*

- [...] ».

Les situations relevant d'un plan d'urgence interne sont gérées depuis le centre de crise local (CCL) répondant aux exigences suscitées et commun aux trois réacteurs du site de Flamanville. Le basculement de la gestion des situations d'urgence depuis le CCL a fait l'objet de l'autorisation du 23 avril 2018 [112]. Ce centre est opérationnel depuis le 1^{er} octobre 2020 et EDF a réalisé plusieurs exercices depuis ce centre de crise local.

L'ASN considère que les dispositions matérielles et organisationnelles prévues pour la gestion des situations d'urgence sont satisfaisantes. Leur mise en œuvre a fait l'objet d'inspections dont les conclusions sont présentées au paragraphe 9.3.3.

6.5. Servitudes d'utilité publique

L'article R. 593-33 du code de l'environnement dispose que l'ASN peut subordonner la mise en service d'une installation nucléaire de base à l'institution de servitudes d'utilité publique.

Conformément à l'article R. 593-81 du code de l'environnement, les servitudes d'utilité publique sont établies pour réduire les risques radiologiques ou non radiologiques. Ces servitudes ont vocation à limiter la population dans les zones de danger liées à l'installation.

La conception du réacteur EPR de Flamanville a pour objectif de limiter les conséquences radiologiques des accidents. En particulier :

- les accidents du domaine de conception de référence (PCC) et du domaine de conception étendu sans fusion de combustible (RRC-A) ne doivent pas conduire à la mise en œuvre de mesures de protection des populations ;
- les accidents du domaine de conception étendu avec fusion du combustible ne doivent conduire qu'à la mise en œuvre de mesures de protection des populations limitées dans l'espace et dans le temps.

L'instruction de la demande d'autorisation de mise en service du réacteur EPR de Flamanville a montré (cf. 5.2) que ces objectifs sont respectés. L'ASN considère donc qu'il n'est pas nécessaire d'instituer des servitudes d'utilité publique pour les risques radiologiques.

Pour ce qui concerne les risque non radiologiques, l'instruction de la demande d'autorisation de mise en service a montré l'absence d'effets thermiques, toxiques ou d'ondes de pression au-delà des limites du site (cf. 5.3.3). L'ASN ne propose donc pas l'institution de servitudes d'utilité publique.

6.6. Plan de démantèlement

Le plan de démantèlement est un élément constitutif de la demande d'autorisation de mise en service d'une installation nucléaire de base exigé par le I de l'article R. 593-30 du code de l'environnement. Il doit permettre de démontrer, au regard des connaissances actuelles, la faisabilité du démantèlement de l'installation et ce, avant sa mise en service.

L'ASN considère que, au stade de la mise en service du réacteur EPR, la faisabilité du démantèlement de l'installation est établie dans le plan de démantèlement transmis par EDF, sur la base du retour d'expérience

du démantèlement d'installations similaires et des dispositions prises à la conception de l'installation. À ce stade, EDF n'identifie pas de difficulté pour le démantèlement futur, ce qui devra être confirmé au fur et à mesure de l'exploitation de l'installation.

La stratégie envisagée pour le démantèlement du réacteur EPR, présentée dans le plan de démantèlement, pourra être adaptée en fonction de l'évolution des connaissances et du retour d'expérience en la matière. La mise à jour régulière du plan de démantèlement tout au long de la vie de l'installation doit permettre de prendre en compte les nouvelles données liées à son exploitation ou aux nouvelles techniques de démantèlement développées. L'ASN sera particulièrement vigilante à la prise en compte du retour d'expérience du démantèlement des installations d'EDF, notamment les réacteurs de la centrale nucléaire de Fessenheim.

7. Contrôles réalisés par l'exploitant lors de la construction et les essais de démarrage

7.1. Contrôles réalisés par l'exploitant

7.1.1. Objectifs

L'article R. 593-33 du code de l'environnement dispose que l'autorisation de mise en service est délivrée « après avoir vérifié que l'installation respecte les objectifs et les règles définis par les articles L. 593-1 à L. 593-6-1 et par les textes pris pour leur application ». De plus, l'article R. 593-30 du code de l'environnement dispose que le rapport de sûreté comporte les éléments permettant d'apprécier la conformité de l'installation réalisée avec les dispositions du décret d'autorisation de création et avec les prescriptions définies par l'ASN. Ces dispositions et prescriptions, portent notamment sur la conception, la construction et le fonctionnement du réacteur.

Au cours de son instruction, l'ASN a vérifié que la conception de l'installation et les modalités d'exploitation décrites dans le dossier présenté par EDF sont conformes aux exigences légales et réglementaires. L'ASN a mené également des inspections afin de contrôler par sondage la réalisation et la surveillance des activités d'ingénierie, de construction et de fabrication, les essais de démarrage et la préparation au fonctionnement (voir le chapitre 9 du présent rapport). Ces contrôles avaient pour objectif de vérifier que l'installation telle que réalisée est cohérente avec les dispositions prévues dans le dossier de demande d'autorisation de mise en service.

7.1.2. Démarche de contrôle

Démarche de l'exploitant

Le rapport de sûreté du réacteur EPR de Flamanville comporte un sous-chapitre dédié à la justification de la conformité de l'installation :

- aux dispositions réglementaires, notamment celles qui figurent dans le décret d'autorisation de création de Flamanville 3 [2] et dans les décisions prises par l'ASN pour l'application de ce décret (voir références [12] à [19]) ;
- à des dispositions non réglementaires : directives techniques [52] et textes para-réglementaires publiés par l'ASN (règles fondamentales de sûreté et guides).

Pour chaque disposition, EDF distingue si la conformité est justifiée dans le rapport de sûreté ou dans un autre document.

EDF s'est en outre assurée, notamment par des contrôles et essais réalisés lors des fabrications, de la construction et des montages, que l'installation est conforme aux hypothèses retenues dans la démonstration de sûreté.

L'ASN a examiné par sondage les éléments de traçabilité de ces contrôles et essais. Les conclusions de cet examen figurent dans les paragraphes suivants. En complément, les principaux événements significatifs et les principaux écarts qui sont intervenus lors de la phase de conception ou de réalisation du réacteur sont décrits en annexe 5 et au paragraphe 5.1.3 pour les équipements sous pression nucléaires.

7.2. Contrôles réalisés lors de la fabrication des matériels, de la construction et des montages

Le rapport de sûreté du réacteur EPR de Flamanville décrit l'organisation qu'EDF a retenue pour s'assurer que les ouvrages, matériels et équipements de son installation sont conçus, réalisés, essayés et exploités conformément aux exigences qui leur sont applicables. En particulier, EDF liste les activités réalisées par les intervenants extérieurs et les dispositions qu'elle retient pour en assurer la surveillance.

EDF a assuré les activités de surveillance des activités de fabrication en usine, de construction sur site et de montage réalisées par des intervenants extérieurs. À cet effet, EDF a défini un programme de surveillance qui tient compte de l'évaluation de l'intervenant extérieur, du retour d'expérience et des enjeux associés aux activités. Préalablement au lancement de ces activités, EDF a défini la liste des documents que les intervenants extérieurs devaient lui transmettre pour information ou validation. EDF a également participé à certaines étapes clés des activités de fabrication, de construction et de montage pour s'assurer du respect des prérequis et des exigences définies associées à ces activités.

De la délivrance du décret d'autorisation de création à la fin du chantier, l'ASN a mené des inspections afin d'examiner la capacité d'EDF à piloter et à surveiller les activités de fabrication, de construction et de montage. Ces inspections ont permis d'identifier plusieurs écarts, dont les principaux sont décrits dans l'annexe 5 du présent rapport.

En particulier, les nombreux écarts identifiés lors de la réalisation et du contrôle des soudures des circuits secondaires principaux ainsi que les écarts relevés par l'ASN lors d'inspections ou déclarés par l'exploitant dans le cadre d'événements significatifs ont amené l'ASN à constater des défaillances concernant la spécification des exigences vers les prestataires et la surveillance réalisée par EDF sur ses prestataires. Ces constats ont conduit l'ASN à demander à EDF d'effectuer une revue de la qualité des matériels du réacteur portant sur les équipements mécaniques.

EDF a mis en œuvre des contrôles complémentaires dès 2018 à travers un programme de revue, qui a été amendé fin 2018 pour prendre en compte la demande de l'ASN d'étendre cette revue à un périmètre plus large d'équipements et de sous-traitants.

Par ailleurs, à la suite de la détection d'irrégularités portant sur la fabrication d'équipements de l'installation, l'ASN a demandé à l'exploitant de :

- recenser les matériels importants pour la sûreté concernés ;
- évaluer l'impact sur la sûreté de la défaillance de ces équipements.

Pour les équipements sous pression nucléaires, l'ASN a demandé à EDF de réaliser des contrôles supplémentaires afin d'étayer la documentation technique d'évaluation de la conformité (cf. 5.1.3.13).

EDF a analysé l'impact sur la sûreté d'une défaillance potentielle des équipements concernés et a justifié la capacité de l'installation à être ramenée dans un état sûr. Ces analyses n'appellent pas de remarque de l'ASN.

7.3. Principaux résultats des contrôles et examens réalisés au titre de la VCI

La visite complète initiale (VCI) des circuits primaire et secondaires principaux du réacteur doit permettre de remplir les objectifs de l'article 9 de l'arrêté du 10 novembre 1999 en référence [6], à savoir :

- servir de référence pour la comparaison et l'interprétation des examens ultérieurs ;
- réaliser un ultime examen des appareils avant leur mise en service ;
- vérifier que les mesures prises au stade de la conception et de la réalisation sont suffisantes pour permettre une surveillance satisfaisante en exploitation (accessibilité des parties à contrôler notamment).

La réalisation de la VCI du réacteur EPR de Flamanville a débuté en juin 2015. Pour une majorité des examens réalisés, aucune indication de défaut n'a été décelée. Les indications caractérisées comme significatives ont été éliminées. Certains résultats d'examens ont mis en évidence des indications dites parasites, nécessitant de la part d'EDF des investigations approfondies pour s'assurer qu'elles ne traduisent pas la présence de défauts.

En particulier, la cuve du réacteur a fait l'objet de contrôles à la fois télévisuels, par ultrasons et par radiographie. La plupart des contrôles n'ont pas mis en évidence d'indication autres que parasites, à l'exception de quelques indications physiques de dimensions non significatives.

Enfin, les contrôles VCI des soudures réparées des circuits secondaires principaux ont mis en évidence quelques indications, toutes classées comme parasites.

7.4. Essais de démarrage

Les essais de démarrage sont les essais réalisés sur les équipements importants pour la protection des intérêts (EIP) au sens de l'arrêté en référence [5] dans le périmètre de l'installation nucléaire de base une fois ces derniers construits ou installés sur le site.

L'ASN a fixé, dans la décision du 7 mai 2013 [16], plusieurs prescriptions afin d'encadrer la préparation et le déroulement de ces essais pour le réacteur EPR de Flamanville.

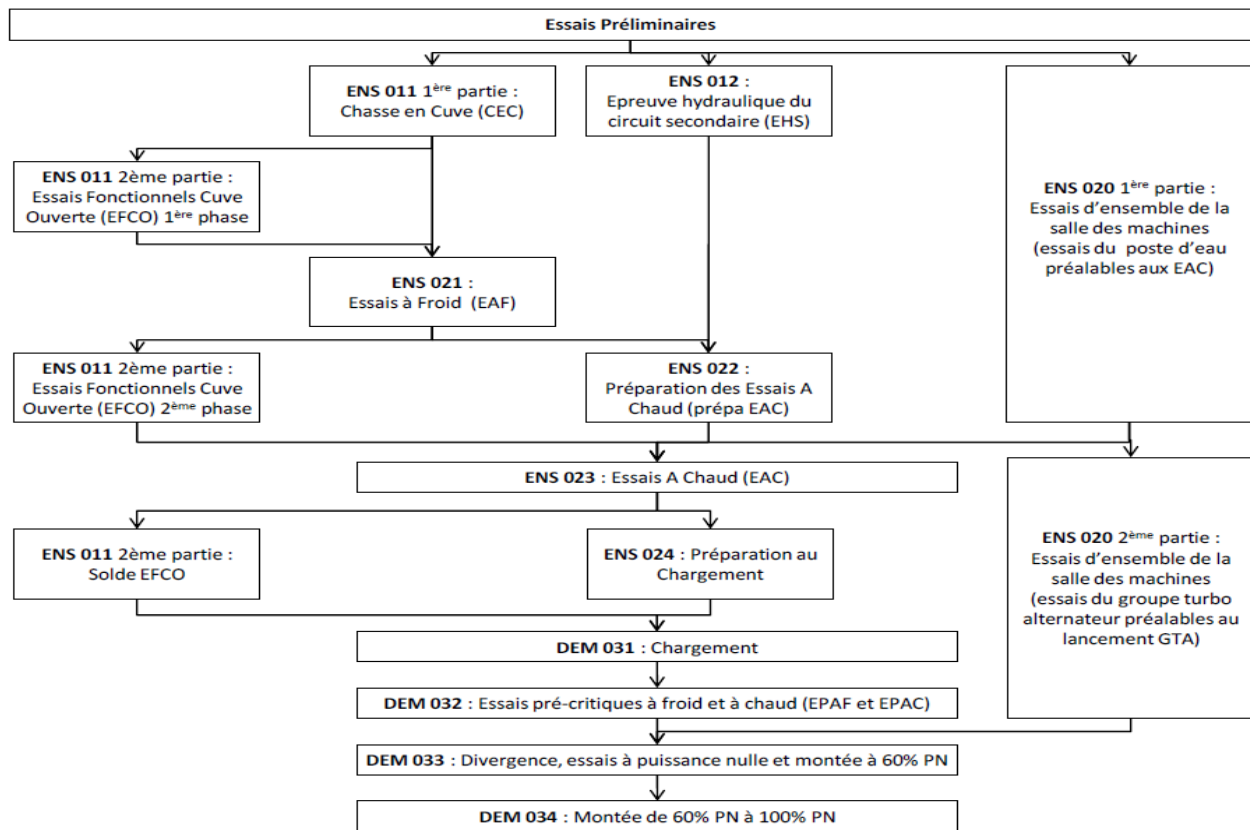
Ces essais contribuent à la vérification de la conformité de l'installation. Aussi, le caractère suffisant du programme d'essais de démarrage, le bon déroulement des essais dont le respect des conditions de réalisation ainsi que le résultat de ces essais ont été examinés par l'ASN en vue de sa prise de position sur l'autorisation de mise en service.

7.4.1. Démarche d'élaboration du programme d'essais de démarrage

La prescription [INB167-B] de la décision du 7 mai 2013 [16] impose à l'exploitant de justifier et de formaliser le caractère suffisant des essais et contrôles réalisés, afin de démontrer l'aptitude des équipements importants pour la protection des intérêts (EIP) à remplir les exigences issues des documents mentionnés à la prescription [INB167-A], notamment le rapport de sûreté et l'étude d'impact.

Pour répondre à cette prescription, EDF a élaboré une démarche d'identification des essais et contrôles permettant de s'assurer qu'il existe une vérification adaptée à chaque exigence figurant dans les documents listés au II de la prescription [INB167-A]. La déclinaison de cette démarche s'est traduite par l'élaboration de « notes d'analyse de suffisance » (NAS).

L'ASN a examiné l'exhaustivité du programme d'essais de démarrage défini par EDF. L'ASN considère que les principes exposés dans les notes décrivant la démarche ainsi que la méthodologie utilisée pour construire le programme d'essais de démarrage sont satisfaisants, bien qu'une déclinaison imparfaite de certains principes ait pu conduire à des demandes d'actions correctives ([94] et [111]). Cet examen a été complété par une inspection au sein des services centraux d'EDF pour contrôler l'organisation mise en place pour l'élaboration de la documentation relative aux essais de démarrage du réacteur [88].



Logigramme d'enchaînement des essais de démarrage

Au-delà de la méthodologie, l'ASN a examiné un échantillon de « programmes de principes d'essais » (PPE)⁴¹ et de « guides-types » (GT)⁴² pour évaluer la pertinence du programme d'essais de démarrages pour des systèmes élémentaires⁴³ et pseudo-systèmes⁴⁴ classés de sûreté.

La représentativité de l'échantillon a été assurée en prenant en compte deux critères, à savoir la diversité des systèmes examinés et des entités d'EDF chargées de la rédaction des procédures d'essais. Ainsi, les systèmes

⁴¹ Les programmes de principes d'essais (PPE) définissent les essais à réaliser, leur séquençage et les critères à respecter. Il existe un PPE pour chaque système élémentaire et chaque pseudo-système.

⁴² Les guides-types (GT) sont communs à un type d'essai, au calcul d'incertitudes ou à une catégorie d'équipements. Ils décrivent un mode opératoire, permettant ainsi de mutualiser les méthodes d'essais et d'éviter les hétérogénéités.

⁴³ Un système élémentaire est un regroupement d'équipements qui assurent une fonction commune, comme par exemple la ventilation d'un bâtiment.

⁴⁴ Un « pseudo-système » est créé pour regrouper certains équipements ayant des caractéristiques homogènes mais présents dans plusieurs systèmes (des filtres à iode par exemple) ou plusieurs systèmes impliqués simultanément dans certaines thématiques transverses (le risque de perte des sources électriques par exemple).

sélectionnés ont été de nature différente (fluide, électrique, système support, système de sauvegarde, etc.) et les procédures sélectionnées ont été rédigées par des entités différentes.

L'échantillon a comporté les programmes de principe d'essais du système de protection du réacteur (RPR) [111], du système de boratation de sécurité (RBS) [104], du système de ventilation du bâtiment combustible (DWK) [113], du système de ventilation des bâtiments diesels (DVD) [108] et de plusieurs systèmes et pseudo-systèmes électriques (LH/LG, BAS, COC, PDS) [114]. De plus, les guides-types n° 32 et n° 36 relatifs aux mesures de vibrations sur les machines tournantes et sur les tuyauteries ont également été examinés [115].

Cet examen a conduit l'ASN à adresser des demandes à EDF visant à compléter le programme ou à clarifier certains points de celui-ci. EDF a répondu de manière satisfaisante à l'ensemble des demandes de l'ASN sur ce sujet et l'ASN considère que, à l'issue de l'instruction, le programme d'essais de démarrage prévu par EDF en vue de la mise en service du réacteur est pertinent.

7.4.2. Analyse des résultats des essais de démarrage

Conformément à la prescription [INB-167-50] de la décision [16], EDF a transmis, dans un premier temps, à l'ASN un bilan des essais de démarrage réalisés jusqu'à début 2020. Ce bilan présente la liste des essais ayant pour objet la validation d'un critère ayant une importance pour la sûreté ainsi que les résultats obtenus. Le cas échéant, EDF a produit des analyses complémentaires permettant de justifier la conformité des résultats obtenus.

Ce bilan a été instruit par l'ASN avec l'appui de l'IRSN. Les conclusions figurent dans les courriers en références [140] et [150]. Ce bilan a notamment mis en évidence des écarts concernant les performances de certains systèmes, dont les principaux sont :

- un écart de performance des échangeurs RRI/SEC⁴⁵. À la suite d'essais qui ont montré que le rendement des échangeurs thermiques actuels entre les circuits de réfrigération intermédiaire (RRI) et d'eau brute secourue (SEC) est inférieur à ce qui était attendu, EDF a modifié le système SEC afin que ces échangeurs soient suffisants jusqu'à la première visite décennale du réacteur, malgré la dégradation progressive attendue de leurs performances en raison de leur encrassement et de la possible augmentation de la température de la source froide liée au changement climatique. Par conséquent, l'ASN considère que le remplacement en visite décennale est acceptable [156]. Il est à noter qu'EDF prévoit désormais de remplacer ces échangeurs lors du premier arrêt pour rechargement par des échangeurs de technologie et de dimensions différentes ;
- un écart sur la ligne d'expansion du pressuriseur qui présente des vibrations significatives. Pour résorber cet écart, EDF a mis en place un système d'amortisseurs. L'ASN a procédé à un examen de cette modification [149] (cf. paragraphe 5.1.3.10).

L'ASN a également pris position sur les résultats d'essais particuliers suivants :

- le comportement vibratoire des groupes motopompes primaires (GMPP) [150] ;
- le bilan de puissance des diesels de secours⁴⁶ [159] ;

⁴⁵ Le circuit de réfrigération intermédiaire (RRI) assure le refroidissement d'un certain nombre d'équipements importants pour la sûreté du réacteur. Le circuit d'eau brute secourue (SEC) assure le refroidissement du circuit RRI au moyen de la source froide.

⁴⁶ Les groupes électrogènes de secours à moteur diesel permettent d'alimenter les systèmes de sauvegarde de l'installation en cas de perte des alimentations électriques.

- le dossier de transposition des essais de vibrations des internes de cuve [150].

Les résultats des essais de requalification d'ensemble réalisés en 2023 ont été communiqués à l'ASN au fil de l'eau et ont fait l'objet d'échanges techniques.

Deux essais ont fait l'objet d'échanges soutenus en raison des résultats obtenus :

- un essai ayant occasionné un « marteau d'eau » dans le circuit VDA. EDF a analysé cet événement d'essai et a modifié la conception des lignes de purges de ce système ;
- un essai ayant montré le non-respect de critères de vibration définis pour le système ASG. EDF a analysé les résultats de cet essai, a modifié le réglage de l'ouverture des vannes ASG et a mis en place des moyens de surveillance en exploitation.

7.4.3. Pérennité des résultats des essais de démarrage

Le bilan des essais de démarrage transmis à l'ASN permet d'apprécier la conformité de l'installation au moment de leur réalisation. Un délai important existe entre certains de ces essais et la mise en service de l'installation. Durant cette période, certains équipements ont subi plusieurs modifications. Ainsi, l'ASN a demandé à EDF de justifier de l'absence de remise en cause des résultats des essais de démarrage par des interventions postérieures à ces essais (modifications, réalisations d'interventions à proximité...) lorsqu'elle ne prévoyait pas de les réaliser à nouveau.

EDF a présenté les processus mis en œuvre pour garantir la représentativité et la pérennité des résultats des essais de démarrage. Ces processus concernent la gestion des modifications, la gestion des dispositifs et moyens particuliers (DMP)⁴⁷, l'analyse du caractère suffisant de la requalification à la suite d'interventions intrusives et l'organisation mise en place par EDF permettant de décider, avant chaque changement de phase du programme général des essais de démarrage, de la poursuite de ce programme.

Ces processus ont fait l'objet d'inspections de l'ASN pour contrôler leur bonne mise en œuvre. Ces inspections ont conduit l'ASN à demander des compléments au bilan des essais de démarrage transmis par EDF. À la suite de cet examen, l'ASN considère que les processus mis en œuvre pour garantir la validité des résultats des essais de démarrage sont satisfaisants [141] [150].

Par ailleurs, EDF a défini une stratégie de conservation longue durée des équipements. L'ASN a procédé à l'examen des principes et spécifications retenus par EDF avec pour objectif de vérifier la pertinence et le caractère suffisant de ces actions de conservation. À la suite de cet examen, l'ASN a considéré que cette stratégie est satisfaisante mais a estimé nécessaire qu'EDF mette en place un programme de contrôle des équipements à la fin de la phase de conservation, afin de vérifier l'efficacité des dispositions prises et pour détecter d'éventuels défauts latents [138]. Cette position a été motivée par le fait que cette stratégie a été mise en œuvre tardivement.

EDF a communiqué à l'ASN son programme de contrôle des matériels en sortie de conservation. L'ASN a considéré que ce programme est pertinent et suffisant. Plusieurs échanges spécifiques ont notamment eu lieu sur la stratégie de conservation (interne et externe) des équipements sous pression nucléaires (ESPN) de niveau N1. La documentation technique transmise par Framatome synthétise la stratégie de maintien en propreté des

⁴⁷ Les DMP sont des dispositions ou des matériels modifiant temporairement l'état fonctionnel de l'installation et introduisant un risque sur l'installation (sûreté, sécurité, etc.).

circuits jusqu'au chargement du combustible ainsi que les modes de preuve valorisables pour la démonstration du bon état de conservation.

En complément de l'examen de la stratégie de conservation longue durée des équipements, l'ASN a réalisé plusieurs inspections pour contrôler sa mise en œuvre. Au vu de cet examen par sondage, l'ASN considère que l'organisation définie et mise en œuvre par EDF pour assurer la conservation des équipements placés en arrêt de longue durée a été satisfaisante. Si des difficultés ont pu être constatées dans la traçabilité des actions de conservation, EDF a mis en œuvre les actions correctives appropriées.

7.4.4. Essais de requalification d'ensemble

EDF a ajouté, en amont de la mise en service du réacteur, une phase d'essais appelée « phase de requalification d'ensemble ». Cette phase avait pour objectif la réalisation des essais de démarrage en condition d'essais à chaud qui n'avaient pas été réalisés ou dont les résultats n'étaient pas satisfaisants lors de la précédente phase d'essais à chaud (2019-2020), et la réalisation de certains essais périodiques ainsi que de certaines activités liées à des requalifications à la suite de modifications ou d'interventions intrusives sur des équipements.

À la demande de l'ASN, le programme des essais de requalification d'ensemble a été établi de façon à contribuer à la démonstration de la pérennité des résultats des essais de démarrage. Ces essais ont fait l'objet d'un suivi régulier de l'ASN afin d'analyser, par sondage, leurs résultats. L'ASN a réalisé plusieurs inspections pendant leur déroulement, portant sur la préparation des essais, leur réalisation et l'analyse des résultats obtenus. Ces inspections ont montré une bonne maîtrise de ces activités.

7.4.5. Essais de préparation au chargement et essais de démarrage

Les essais de requalification d'ensemble ont été suivis d'une phase de préparation au chargement. Pour ces phases d'essais proches de la mise en service de l'installation, des modalités de suivi particulières ont été définies par l'ASN pour permettre l'examen des résultats d'essais de manière réactive.

Après mise en service de l'installation, les essais se poursuivront pendant plusieurs mois. Cette phase d'essais, qui est systématiquement réalisée lors de la mise en service d'un nouveau réacteur, a pour objectif de procéder à la réalisation des essais qui ne peuvent être réalisés qu'avec le cœur chargé (cœur, instrumentation neutronique) et une montée en puissance progressive au fur et à mesure de la qualification des systèmes.

L'ASN encadre la réalisation de ces essais par des prescriptions dans la décision d'autorisation de mise en service [45].

Des essais physiques du cœur lors de la première montée en puissance du réacteur seront réalisés. Ces essais sont prévus dans le programme d'essais de premier démarrage (PPE COR). Ils seront réalisés à différents paliers de puissance. L'ASN a instruit ce programme d'essais avec l'appui de l'IRSN. Cette instruction a pris en compte le retour d'expérience des premiers réacteurs EPR en fonctionnement (cf. 5.2.3.4).

Afin de prendre en compte des demandes de l'ASN portant sur le retour d'expérience du démarrage des premiers EPR, EDF a proposé à l'ASN la mise en place d'un système d'autorisation interne (SAI) pour la validation des essais physiques du cœur de la première montée en puissance du réacteur. Cette organisation vient en complément de l'organisation prévue par l'exploitant pour l'interprétation des essais et n'est destinée à être utilisée que pour les essais physiques du cœur lors du premier démarrage. Elle consiste notamment à disposer d'une structure indépendante du projet et de l'exploitant du réacteur EPR de Flamanville. Elle sera

sollicitée pour émettre un avis technique sur la poursuite de la montée en puissance en cas de non-respect de critère lors des essais physiques prévus par le PPE COR aux différents paliers de la première montée en puissance. Cet avis sera émis à destination des instances existantes chargées de décider de l'engagement de toute nouvelle phase d'essais de démarrage et de la poursuite du programme d'essais.

Conformément aux prescriptions techniques de l'annexe à la décision d'autorisation de mise en service [45], les avis du SAI seront également transmis sans délai à l'ASN et seront accompagnés des rapports internes et des compléments de dossiers qui auront été nécessaires à leur établissement.

Le cas échéant, cette instance sera en mesure de délivrer des avis bloquants pour la poursuite de la montée en puissance, de formuler des demandes d'informations complémentaires et d'associer à ses avis techniques des réserves qui devront être prises en compte par l'exploitant.

7.4.6. Conclusion

L'ASN, avec l'appui de l'IRSN, a instruit le programme d'essais de démarrage, a contrôlé la réalisation des essais et a analysé leurs résultats. Ces actions ont été réalisées par sondage. À la suite de cette instruction, l'ASN considère que les essais de démarrage réalisés par EDF permettent de démontrer que l'installation telle que réalisée est conforme au dossier de demande d'autorisation de mise en service remis par EDF. Cet examen ne préjuge pas des résultats des essais restant à réaliser.

8. Missions OSART reçues à Flamanville 3

Les missions OSART concernent la sûreté en exploitation des centrales nucléaires. Elles sont organisées par l'AIEA à la demande des États membres. Chaque mission est conduite par une équipe d'une dizaine d'experts internationaux qui réalisent un examen approfondi du niveau de sûreté de la centrale concernée. Les missions OSART ont pour principal objet de vérifier la mise en œuvre des normes de sûreté de l'AIEA.

Dans le cadre de la mise en service du réacteur EPR de Flamanville, la France a demandé à l'AIEA la réalisation d'une mission OSART qui s'est déroulée du 17 juin au 4 juillet 2019. Cette mission a permis d'identifier huit bonnes pratiques et vingt-et-un axes de progrès (six recommandations et quinze suggestions). Elle a été suivie par une mission du 6 au 10 décembre 2021 afin d'évaluer la prise en compte des recommandations et suggestions identifiées. La mission de 2021 a conclu à une prise en compte satisfaisante des conclusions de la mission menée en 2019 avec deux tiers des axes de progrès traités et un tiers dont le traitement n'était pas encore abouti.

L'ASN a analysé les conclusions de ces missions afin notamment d'orienter son contrôle en vue de sa prise de position sur la mise en service du réacteur. Ainsi, l'ASN a inclus des points de contrôle dans son programme d'inspections préalables à la mise en service afin de vérifier la bonne mise en œuvre des actions restant à réaliser.

9. Contrôles exercés par l'ASN

9.1. Évaluation de conformité des ESPN

Les ESPN ont fait l'objet d'une procédure d'évaluation de leur conformité comme précisé au paragraphe 5.1.1. Cette évaluation s'est appuyée sur des actions d'audit des systèmes et des organisations des fabricants, de contrôles documentaires et d'inspection dans les usines et sur le site de Flamanville. Elle a été conduite par l'ASN ou des organismes qu'elle a habilités, selon la nature des équipements. Ces organismes font l'objet eux-mêmes d'audits et d'inspections de la part de l'ASN dans l'objectif d'examiner le respect de leur référentiel d'habilitation. L'ASN réalise en moyenne 14 inspections d'organismes habilités par an.

Par ailleurs, l'ASN a réalisé de l'ordre de deux cents inspections des fabricants d'ESPN et de leurs sous-traitants sur l'ensemble du projet. Ces inspections sont également comptabilisées au paragraphe 9.2. De leur côté, les organismes habilités par l'ASN ont réalisé plus de 50 000 actions de contrôle.

9.2. Inspections (site, services centraux, fournisseurs) depuis le décret d'autorisation

Les inspections réalisées par l'ASN sur le site de Flamanville ont porté sur des thèmes techniques adaptés à l'avancement du chantier et aux activités liées à la construction et au montage des équipements et des systèmes et à leur qualification (montages mécaniques, essais de démarrage, traitement des écarts détectés). Les autres inspections ont porté sur des thèmes transverses (préparation à l'exploitation, organisation pour la radioprotection des travailleurs, protection de l'environnement, etc.). Ces inspections ont été soit annoncées à l'exploitant soit inopinées.

Par ailleurs, l'ASN a mené des inspections dans les usines des fournisseurs et dans les services d'ingénierie d'EDF. Ainsi, l'ASN a notamment conduit des inspections sur la gestion des écarts, la gestion des modifications, le respect des engagements pris par EDF, la qualification des équipements, les essais de démarrage, la conduite incidentelle et accidentelle et la surveillance des intervenants extérieurs exercée par EDF.

Depuis 2007, début du chantier, à fin 2023, l'ASN a réalisé environ 600 inspections liées au projet EPR. À l'issue de chaque inspection, l'ASN a adressé à EDF une lettre faisant état du bilan des contrôles opérés et des éventuels constats observés et demandes d'actions correctives. Ces lettres sont consultables sur le site Internet de l'ASN.

9.3. État de préparation de l'installation et de l'exploitant

9.3.1. Achèvement de l'installation

Outre les contrôles réalisés au fil de l'eau par l'ASN pendant les fabrications et l'installation des matériels ainsi que lors de la construction et lors des essais de démarrage, il est apparu nécessaire de contrôler l'organisation d'EDF pour atteindre un état de conformité de l'installation approprié pour la mise en service du réacteur.

Pour évaluer cette organisation, l'ASN a réalisé un programme de contrôle de l'achèvement de l'installation (traitement d'écarts, essais de démarrage, modifications de matériels, activités de finition) de 2022 à 2024. Lors de ces contrôles, l'ASN a relevé la mise en place d'une organisation dédiée par EDF et la mise en œuvre d'actions correctives appropriées en réponse à ses demandes.

L'ASN a demandé à EDF de lui présenter périodiquement l'avancement de l'achèvement des installations, qui a fait l'objet d'inspections régulières. Une part importante des dernières inspections réalisées avant la mise en service avait pour objet d'évaluer l'avancement de ces activités d'achèvement sur le terrain. L'ASN a constaté que l'état des installations et des matériels, ainsi que la quantité d'actions restant à réaliser sont compatibles avec la délivrance de l'autorisation de mise en service.

Par ailleurs, les nombreux écarts identifiés lors de la réalisation des soudures des circuits secondaires principaux, ainsi que les écarts relevés par l'ASN en inspection ou traités dans le cadre d'événements significatifs depuis le début du projet, ont amené l'ASN à formuler en 2018, le constat d'une défaillance de la surveillance réalisée par EDF sur ses prestataires. Ce constat a conduit l'ASN à demander à EDF d'effectuer une revue de la qualité des matériels du réacteur EPR de Flamanville (cf. 7.2). L'ASN a inspecté la mise en œuvre de ces contrôles et instruit le caractère suffisant du programme de contrôle ainsi que le bilan de cette revue.

9.3.2. Préparation de l'exploitant

En parallèle des activités de construction et d'essais de démarrage du réacteur EPR de Flamanville, une entité d'EDF prépare depuis plusieurs années sur le site la future exploitation du réacteur. Cette entité s'est constituée progressivement, au fur et à mesure du chantier. Elle avait notamment pour mission la définition des organisations, la gestion des compétences des agents et l'élaboration de la documentation et des outils opérationnels nécessaires pour l'exploitation. En vue de la mise en service du réacteur, un processus a été mis en œuvre afin de transférer progressivement la responsabilité du fonctionnement de l'installation à cette entité. Les étapes de ce processus de transfert ont permis aux agents d'acquérir des compétences, de s'approprier le fonctionnement des équipements du réacteur, d'élaborer la documentation d'exploitation et de développer les outils nécessaires à la future exploitation du réacteur.

L'entité chargée de la future exploitation du réacteur EPR de Flamanville est organisée de manière similaire à celles des autres réacteurs d'EDF, avec la particularité d'exploiter un modèle de réacteur unique en France. Elle fonctionne selon les mêmes processus que les autres réacteurs, en adaptant la déclinaison opérationnelle aux spécificités du réacteur EPR. Cette entité bénéficie du retour d'expérience des autres réacteurs d'EDF et des réacteurs EPR mis en service à l'étranger. Étant implantée sur le même site que les réacteurs n° 1 et n° 2 de Flamanville, une partie de l'exploitation est mutualisée grâce à des décisions dites « communes » qui concernent par exemple la protection contre la malveillance, la gestion des situations d'urgence ou encore la protection de l'environnement.

Depuis 2010, l'ASN a mené plus d'une quarantaine d'inspections dédiées à la préparation de l'exploitation dont une inspection de revue [158] d'une semaine consacrée à ce sujet et à l'achèvement de l'installation. Cette inspection a mobilisé 15 inspecteurs de l'ASN et 11 experts de l'IRSN. Les réponses apportées par EDF aux demandes de l'ASN résultant de cette inspection ont fait l'objet d'une nouvelle inspection, les 1^{er} et 2 février 2024. L'ASN considère qu'EDF a mis en place une organisation appropriée pour la future exploitation, et a mis en place des échanges réguliers avec l'exploitant pour suivre l'évolution des dernières actions à mener. Ces points ont également été contrôlés lors d'inspections au plus proche de la délivrance de la demande d'autorisation de mise en service. L'ASN considère qu'EDF a mené les actions appropriées en réponse aux demandes de l'ASN afin d'être prête à exploiter le réacteur.

9.3.3. Préparation aux situations d'urgence

L'ASN a réalisé plusieurs inspections en 2016, 2021, 2022 et 2023, dont notamment une mise en situation inopinée de nuit des équipiers d'astreinte, pour évaluer la préparation de l'exploitant aux situations d'urgence pouvant affecter le réacteur EPR de Flamanville. L'ASN estime que l'organisation de crise est correctement définie et documentée et que des moyens significatifs sont consacrés à la formation et à l'entraînement du personnel susceptible d'intervenir en situation d'urgence. En outre, un travail important a été mené en 2023 sur la mise en œuvre opérationnelle des moyens locaux de crise. Enfin, un nombre important d'exercices ont été réalisés préalablement à la mise en service, en particulier afin de vérifier l'aptitude du centre de crise local (CCL) et de tester la gestion conjointe de situations d'urgence par les équipes des trois réacteurs du site.

Ce sujet n'appelle plus de remarque de l'ASN.

10. Perspectives pour les mois et années à venir

Après le chargement du combustible dans la cuve du réacteur, le réacteur EPR entamera une phase d'essais de démarrage cœur chargé.

L'ASN procédera au contrôle des essais et à l'instruction par sondage de leurs résultats, notamment ceux encadrés par des prescriptions techniques. L'ASN effectuera également des inspections pendant cette phase d'essais puis tout au long de l'exploitation du réacteur.

Après le premier cycle de fonctionnement, EDF procédera au premier arrêt programmé du réacteur pour rechargement, dénommé visite complète n°1 (VC1). Au cours de ce premier arrêt l'exploitant procédera à des modifications de l'installation, en particulier le remplacement des échangeurs RRI/SEC (encadré par la décision d'autorisation de la mise en service [45]) et du couvercle de cuve (encadré par la décision du 16 mai 2023 [43]).

Conformément à l'article 3 de la décision d'autorisation de mise en service [45], EDF transmettra à l'ASN le dossier de fin de démarrage prévu à l'article R. 593-34 du code de l'environnement six mois après le redémarrage du réacteur suivant le premier arrêt pour rechargement. Ce dossier comprendra un rapport de synthèse sur les essais de démarrage de l'installation, un bilan de l'expérience d'exploitation acquise, une mise à jour du dossier accompagnant la demande d'autorisation de mise en service, ainsi que les réponses aux demandes dont l'ASN a demandé une réponse à cette échéance.

Enfin, EDF devra présenter la conception détaillée ainsi que le calendrier d'installation d'un dispositif permettant de limiter les fluctuations de débit en entrée du cœur (cf. 5.2.3.4). Ce dossier est encadré par la décision d'autorisation de mise en service [45].

11. Consultation de l'exploitant et des parties prenantes sur la mise en service de Flamanville 3 et les prescriptions associées

11.1. Consultation de l'exploitant

Conformément à l'article R. 593-38 du code de l'environnement, l'ASN a consulté EDF sur les prescriptions techniques contenues dans le projet de décision d'autorisation de mise en service. Par courrier du 5 avril 2024, EDF a indiqué n'avoir aucun commentaire sur ces prescriptions techniques.

11.2. Audition de la Commission Locale d'Information (CLI) de Flamanville

Le 9 avril 2024, l'ASN a auditionné une délégation de la CLI de Flamanville, dans le cadre de la consultation sur son projet de décision d'autorisation de mise en service du réacteur. L'ASN a pris note des observations et questions de la CLI et y a apporté des éléments de réponse, qui sont également repris dans la synthèse de la consultation du public, publiée sur le site Internet de l'ASN.

11.3. Consultation du public

L'ASN a consulté le public par voie électronique sur son site Internet, du 5 juin au 15 septembre 2023 et du 15 janvier au 15 février 2024 afin de recueillir ses observations sur le dossier de demande d'autorisation de mise en service du réacteur.

L'ASN a ensuite consulté le public du 27 mars au 17 avril 2024, afin de recueillir les observations du public sur le projet de décision autorisant la mise en service du réacteur et fixant à EDF des prescriptions relatives à son exploitation.

Afin de faciliter la compréhension des enjeux par le public, l'ASN a également joint aux deux premières consultations une présentation d'EDF du dossier de demande d'autorisation de mise en service et à la troisième le projet de rapport synthétisant les conclusions de l'instruction menée par l'ASN.

L'ASN a également mis à la disposition du public les avis de l'Autorité environnementale et des collectivités territoriales, ainsi que le mémoire d'EDF en réponse à l'avis de l'Autorité environnementale.

Dans le cadre de ces consultations, 2219 contributions (614 lors de la première, 609 lors de la deuxième et 996 lors de la troisième) ont été déposées sur le site Internet de l'ASN.

Les contributions recueillies portent majoritairement sur les sujets suivants :

- l'opportunité de mettre en service un nouveau réacteur au regard de la politique énergétique française ;
- le principe de la consultation du public, la complétude du dossier et sa technicité ;
- la conception du réacteur EPR et son niveau de sûreté ;
- la conception du réacteur EPR et son impact sur l'environnement ;
- la prise en compte du retour d'expérience des accidents des centrales nucléaires de Tchernobyl et de Fukushima ;
- la prise en compte du retour d'expérience des réacteurs EPR actuellement en fonctionnement ;

- la maîtrise de la fabrication des équipements et de la construction de l'installation et les enjeux de sûreté et de radioprotection au regard des aléas rencontrés ;
- la pertinence du calendrier de mise en service envisagé par EDF, notamment compte tenu de la nécessité de procéder au remplacement du couvercle de la cuve postérieurement à la mise en service du réacteur ;
- la capacité de l'exploitant à exploiter le réacteur dans la durée dans des conditions de sûreté et de radioprotection satisfaisantes, notamment au regard des contraintes créées par le traitement des écarts détectés sur certains équipements importants pour la sûreté ;
- les étapes qui suivront la mise en service du réacteur.

Ces points sont détaillés ci-dessous.

Plusieurs contributions portent sur les aspects économiques ou environnementaux de la politique énergétique française. D'autres portent sur les risques liés à des actes de malveillance ou à des actes de guerre.

Ces sujets ne sont pas du ressort de l'ASN et n'ont donc pas été pris en compte dans le cadre de la décision d'autorisation de mise en service.

Des commentaires remettent en cause le principe des consultations du public au regard de l'avancement de la construction et de la complexité du dossier.

La consultation du public sur le dossier de demande est requise au titre de l'article L. 123-19 du code de l'environnement, qui définit ses modalités, sa temporalité et le contenu du dossier soumis à cette consultation.

La consultation sur la décision d'autorisation et les prescriptions associées est requise par l'article L. 123-19-2 du code de l'environnement.

Lors de la première consultation du 5 juin au 15 septembre 2023, plusieurs commentaires ont indiqué que l'avis de l'Autorité environnementale ne figurait pas dans le dossier soumis à la consultation. En réponse à cette observation, l'ASN a renouvelé la consultation du public sur le dossier de demande d'autorisation de mise en service du 15 janvier au 15 février 2024.

Lors des deux premières consultations, certains commentaires ont regretté que l'ASN n'ait pas mis à la disposition du public la synthèse de son instruction. Cette instruction n'étant alors pas achevée, l'ASN avait mis un lien vers l'ensemble des avis de l'IRSN portant sur le réacteur EPR de Flamanville.

Le projet de rapport d'instruction, qui explicite la position de l'ASN sur la démonstration apportée par EDF concernant la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement, a été ajouté lors de la troisième consultation.

Des commentaires portent sur le niveau de sûreté du réacteur EPR de Flamanville, son impact sur l'environnement et la prise en compte du retour d'expérience du fonctionnement des réacteurs EPR étrangers

Ces contributions ont été prises en compte par l'ASN dans le cadre de son instruction de la demande d'autorisation de mise en service.

Le présent rapport d'instruction de l'ASN explicite sa position sur la démonstration apportée par EDF concernant la protection des personnes et de l'environnement.

L'ASN a entretenu des relations régulières avec les autorités de sûreté nucléaire finlandaise et chinoise afin de bénéficier des enseignements des essais de démarrage, de la préparation à l'exploitation et du fonctionnement des réacteurs EPR. Le chapitre 5.2.3.4 du présent rapport traite plus particulièrement de la prise en compte du retour d'expérience des premiers EPR en fonctionnement.

Pour ce qui concerne le point particulier de l'hydraulique en entrée de cœur, l'ASN considère que les moyens mis en place par EDF pour compenser les effets des fluctuations observées sont suffisants pour garantir la sûreté de l'exploitation du réacteur. Néanmoins, l'ASN demande de corriger les causes de ces fluctuations, par la prescription [INB167-80] de l'annexe à la décision d'autorisation de mise en service. Ce point est abordé dans le chapitre 5.2.3.4 du présent rapport.

Des commentaires portent sur la maîtrise de la construction de l'installation et de la fabrication des équipements.

L'ASN a contrôlé les mesures de surveillance mises en place par EDF au cours du chantier et dans les usines de fabrication et le traitement apporté par EDF aux écarts détectés. L'ASN a en particulier contrôlé l'application des dispositions de l'arrêté [5] portant sur la détection et le traitement des écarts et de la réglementation relative aux équipements sous pression nucléaires.

Le présent rapport (chapitres 5.1.3 et 9 et annexe 5) présente l'analyse réalisée du traitement des principaux écarts identifiés lors des opérations de conception, de fabrication et de construction.

Des commentaires concernent l'échéance définie pour le remplacement du couvercle de la cuve, la production de déchets activés au cours des opérations de remplacement et les conséquences sur les travailleurs en termes d'exposition aux rayonnements ionisants.

Le report de l'échéance de remplacement du couvercle a fait l'objet des décisions de l'ASN du 9 octobre 2018 et du 16 mai 2023 :

<https://www.asn.fr/l-asn-reglemente/bulletin-officiel-de-l-asn/installations-nucleaires/decisions-individuelles/decision-n-2023-dc-0760-de-l-asn-du-16-mai-2023>

L'ASN a publié une synthèse de la consultation du public réalisée dans le cadre de la décision du 16 mai 2023 :

<https://www.asn.fr/l-asn-reglemente/consultations-du-public/mise-en-service-et-utilisation-de-la-cuve-du-reacteur-epr>

Des commentaires concernent la sensibilité du système d'injection de sécurité du réacteur EPR de Flamanville au risque de corrosion sous contrainte.

L'ASN a demandé à EDF d'évaluer la sensibilité du réacteur EPR au regard de ce risque, en prenant en compte les résultats des évaluations réalisées pour les réacteurs français en fonctionnement. EDF a conclu que les dispositions prises au stade de la conception, de la fabrication et du montage, notamment pour ce qui concerne la configuration géométrique des lignes et les pratiques de montage, sont favorables vis-à-vis du risque d'apparition de la corrosion sous contrainte.

L'ASN a néanmoins demandé la réalisation de contrôles sur les lignes du système d'injection de sécurité et, en cohérence avec les programmes déployés pour les autres réacteurs d'EDF, pour les soudures réparées sur l'ensemble des circuits raccordés au circuit primaire principal

Ce sujet fait l'objet du paragraphe 5.1.3.12 du présent rapport.

Des commentaires questionnent la date prévue de remplacement des échangeurs thermiques RRI/SEC

Le rendement des échangeurs thermiques RRI/SEC a tendance à se dégrader dans le temps, en raison de leur encrassement progressif et de l'augmentation anticipée de la température de la source froide liée au réchauffement climatique.

L'examen de la situation actuelle et des modifications réalisées par EDF sur le système SEC permet à l'ASN de conclure que ces échangeurs sont suffisants jusqu'à la première visite décennale du réacteur, ce qui motive la prescription [INB176-82] de l'annexe à la décision d'autorisation de mise en service.

Le paragraphe 7.4.2 du présent rapport et la décision d'autorisation ont été modifiés afin d'y apporter ces clarifications.

Des commentaires concernent la pertinence d'autoriser la mise en service sans attendre le résultat des procédures judiciaires portant sur les fraudes suspectées affectant la fabrication de certains équipements de l'installation

Une procédure judiciaire a pour objet de déterminer des responsabilités pénales, alors que celui de l'instruction réalisée par l'ASN est de contrôler les dispositions prises par l'exploitant pour maîtriser les risques et les inconvénients que son installation peut présenter pour le public et l'environnement.

À la suite de la détection de ces irrégularités, EDF a identifié les composants concernés et a réalisé des analyses de sûreté ou procédé à des contrôles complémentaires. Ces éléments ont été pris en compte par l'ASN dans son instruction (cf. paragraphe 5.1.3.13 du présent rapport).

Des commentaires concernent la capacité de l'exploitant à exploiter le réacteur dans la durée.

L'instruction réalisée par l'ASN a pris en compte la durée de fonctionnement envisagée pour ce réacteur, notamment pour ce qui concerne la qualification des équipements importants pour la sûreté (chapitre 5.2.10 du présent rapport).

Le présent rapport présente également les résultats des inspections réalisées par l'ASN sur ce thème, notamment ceux de l'inspection de revue menée en juin 2023.

Des commentaires concernent les étapes qui suivront la mise en service du réacteur.

L'ASN publie, avec la décision d'autorisation, une note pour expliciter ces étapes et les contrôles qu'elle réalisera.

L'ASN a également complété les prescriptions techniques annexées à la décision d'autorisation de mise en service, afin qu'EDF informe régulièrement la CLI de Flamanville et le public sur le déroulement des essais de démarrage.

12. Conclusion et autorisation de mise en service

L'ASN a vérifié que l'installation respecte les objectifs et les règles définis par les articles L. 593-1 à L. 593-6-1 du code de l'environnement et par les textes pris pour leur application. L'instruction de l'ASN n'a pas mis en évidence d'élément de nature à remettre en cause la mise en service du réacteur. L'ASN estime nécessaire d'encadrer le fonctionnement du réacteur EPR après sa mise en service par des prescriptions techniques, qui figurent en annexe de la décision d'autorisation de mise en service [45].

Les commentaires formulés lors des consultations du public ont conduit l'ASN à compléter les prescriptions techniques annexées à la décision d'autorisation de mise en service afin qu'EDF informe régulièrement la commission locale d'information et le public sur le déroulement des essais de démarrage.

L'autorisation de mise en service autorise le chargement du combustible dans le réacteur et définit le délai dans lequel l'exploitant doit présenter à l'Autorité de sûreté nucléaire le dossier de fin de démarrage prévu par l'article R. 593-34 du code de l'environnement. Elle précise les prescriptions auxquelles l'exploitant doit satisfaire pour l'exploitation du réacteur et abroge deux décisions existantes [11] et [16]. Les dispositions de ces décisions ne sont plus pertinentes après la mise en service ou ont été intégrées par EDF dans son référentiel de sûreté.

Les nouvelles prescriptions accompagnant l'autorisation de mise en service ont pour objectif de :

- encadrer la réalisation et le suivi des essais de démarrage de l'installation après la mise en service ;
- préciser les modalités de prise en compte du retour d'expérience de l'exploitation des autres réacteurs de type EPR dans le monde ;
- définir l'échéance de remplacement des échangeurs entre les circuits de réfrigération intermédiaire (RRI) et d'eau brute secourue (SEC) afin d'assurer, sur l'ensemble de la durée de vie de l'installation, un niveau de performance suffisant ;
- définir l'échéance du remplacement des corps de deux soupapes de protection des circuits secondaires principaux.

Références

Décrets

- [1] Décret du 21 décembre 1979 autorisant la création par Électricité de France de deux tranches de la centrale nucléaire de Flamanville, dans le département de la Manche
- [2] Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)
- [3] Décret n° 2017-379 du 23 mars 2017 modifiant le décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)
- [4] Décret n° 2020-336 du 25 mars 2020 modifiant le décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (manche)

Arrêtés

- [5] Arrêté du 7 février 2012 modifié fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base
- [6] Arrêté du 10 novembre 1999 modifié relatif à la surveillance de l'exploitation du circuit primaire principal et des circuits secondaires principaux des réacteurs nucléaires à eau sous pression
- [7] Arrêté du 12 décembre 2005 relatif aux équipements sous pression nucléaires
- [8] Arrêté préfectoral du 24 octobre 2006 modifié autorisant EDF SA à effectuer des prises d'eau et rejets d'effluents au cours de la phase chantier associée à la construction d'une centrale électronucléaire de type EPR sur la commune de Flamanville au titre des articles L. 214-1 et suivants du code de l'environnement
- [9] Arrêté du 30 décembre 2015 relatif aux équipements sous pression nucléaires
- [10] Arrêté du 28 juin 2021 relatif aux pôles de compétence en radioprotection

Décisions de l'ASN

- [11] Décision n° 2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 septembre 2008 fixant à Électricité de France - Société Anonyme (EDF-SA) les prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n° 167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n° 108) et « Flamanville 2 » (INB n° 109)
- [12] Décision n° 2010-DC-0188 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 7 juillet 2010 fixant à Électricité de France - Société anonyme (EDF-SA) les limites de rejets dans l'environnement des effluents liquides et gazeux pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n° 108), « Flamanville 2 » (INB n° 109) et « Flamanville 3 » (INB n° 167)

- [13]** Décision n° 2010-DC-0189 de l’Autorité de sûreté nucléaire du 7 juillet 2010 fixant à Électricité de France - Société anonyme (EDF-SA) les prescriptions relatives aux modalités de prélèvement et de consommation d’eau et de rejets dans l’environnement des effluents liquides et gazeux pour l’exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n° 108), « Flamanville 2 » (INB n° 109) et « Flamanville 3 » (INB n° 167)
- [14]** Décision n° 2011-DC-0213 de l’Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 prescrivant à Électricité de France de procéder à une évaluation complémentaire de la sûreté de certaines de ses installations nucléaires de base au regard de l’accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi
- [15]** Décision n° 2012-DC-0283 de l’Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012 fixant à Électricité de France - Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n° 108, n° 109 et n° 167
- [16]** Décision n° 2013-DC-0347 de l’Autorité de sûreté nucléaire du 7 mai 2013 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) les prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour les essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » (INB n° 167) et modifiant la décision n° 2008-DC-0114 de l’Autorité de sûreté nucléaire fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) les prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n° 167) et pour l’exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n° 108) et « Flamanville 2 » (INB n° 109)
- [17]** Décision n° 2013-DC-0360 modifiée de l’Autorité de sûreté nucléaire du 16 juillet 2013 relative à la maîtrise des nuisances et de l’impact sur la santé et l’environnement des installations nucléaires de base
- [18]** Décision n° 2014-DC-0403 de l’Autorité de sûreté nucléaire du 21 janvier 2014 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu de l’examen du dossier présenté par l’exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n° 2012-DC-0283 du 26 juin 2012 de l’Autorité de sûreté nucléaire
- [19]** Décision n° 2014-DC-0417 de l’Autorité de sûreté nucléaire du 28 janvier 2014 relative aux règles applicables aux installations nucléaires de base (INB) pour la maîtrise des risques liés à l’incendie
- [20]** Décision n° 2014-DC-0462 de l’Autorité de sûreté nucléaire du 7 octobre 2014 relative à la maîtrise du risque de criticité dans les installations nucléaires de base
- [21]** Décision n° 2015-DC-0508 de l’Autorité de sûreté nucléaire 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
- [22]** Décision n° 2015-DC-0532 de l’Autorité de sûreté nucléaire du 17 novembre 2015 relative au rapport de sûreté des installations nucléaires de base
- [23]** Décision n° 2016-DC-0569 de l’Autorité de sûreté nucléaire du 29 septembre 2016 modifiant la décision n° 2013-DC-0360 de l’Autorité de sûreté nucléaire du 16 juillet 2013 relative à la maîtrise des nuisances et de l’impact sur la santé et l’environnement des installations nucléaires de base

- [24]** Décision n° 2016-DC-0571 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 11 octobre 2016 portant diverses dispositions relatives à la conformité des équipements sous pression nucléaires
- [25]** Décision n° CODEP-CLG-2016-047916 du président de l'Autorité de sûreté nucléaire du 7 décembre 2016 relative à l'acceptation du référentiel technique pour l'évaluation de la conformité d'équipements sous pression nucléaires de niveau N1 destinés à l'installation nucléaire de base n° 167 dénommée Flamanville 3
- [26]** Décision n° 2017-DC-0588 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 6 avril 2017 relative aux modalités de prélèvement et de consommation d'eau, de rejet d'effluents et de surveillance de l'environnement des réacteurs électronucléaires à eau sous pression
- [27]** Décision n° 2017-DC-0592 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 13 juin 2017 relative aux obligations des exploitants d'installations nucléaires de base en matière de préparation et de gestion des situations d'urgence et au contenu du plan d'urgence interne
- [28]** Décision n° 2017-DC-0604 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 15 septembre 2017 prescrivant une revue de dossiers de fabrication de composants installés sur les réacteurs électronucléaires exploités par la société Électricité de France (EDF)
- [29]** Décision n° 2017-DC-0616 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 30 novembre 2017 relative aux modifications notables des installations nucléaires de base
- [30]** Décision n° CODEP-CLG-2018-033892 du 3 juillet 2018 du président de l'autorité de sûreté nucléaire du 3 juillet 2018 relative à l'acceptation du référentiel technique pour l'évaluation de la conformité d'équipements sous pression nucléaires de niveau N1 et ensembles comprenant au moins un tel équipement destinés à l'installation nucléaire de base n° 167 dénommée Flamanville 3
- [31]** Décision n° 2018-DC-0639 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 19 juillet 2018 fixant les valeurs limites de rejet dans l'environnement des effluents des installations nucléaires de base n° 108, n° 109 et n° 167 exploitées par Électricité de France (EDF) dans la commune de Flamanville
- [32]** Décision n° 2018-DC-0640 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 19 juillet 2018 fixant les prescriptions relatives aux modalités de prélèvement et de consommation d'eau, de rejet d'effluents et de surveillance de l'environnement des installations nucléaires de base n° 108, n° 109 et n° 167 exploitées par Électricité de France (EDF) dans la commune de Flamanville
- [33]** Décision n° 2018-DC-0642 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juillet 2018 autorisant une mise en service partielle de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3 (INB n° 167) exploitée par Électricité de France (EDF)
- [34]** Décision n° 2018-DC-0643 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 9 octobre 2018 autorisant la mise en service et l'utilisation de la cuve du réacteur EPR de la centrale nucléaire de Flamanville (INB n° 167)
- [35]** Décision n° CODEP-DCN-2019-009531 du président de l'Autorité de sûreté nucléaire du 25 février 2019 portant mise en demeure d'Électricité de France (EDF) de se conformer aux dispositions de l'article 2.5.6 de l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base

- [36]** Décision n° 2022-DC-0749 de l'ASN du 29 novembre 2022 modifiant la décision n° 2015-DC-0508 de l'Autorité de sûreté nucléaire 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 et la décision n° 2017-DC-0616 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 30 novembre 2017 relative aux modifications notables des installations nucléaires de base
- [37]** Décision n° 2020-DC-0693 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 8 octobre 2020 autorisant la mise en service partielle de l'installation nucléaire de base n° 167 (Flamanville 3) pour l'arrivée de combustible nucléaire dans le périmètre du réacteur et la réalisation d'essais particuliers de fonctionnement de l'installation nécessitant l'introduction de substances radioactives dans celle-ci
- [38]** Décision n° CODEP-CAE-2021-044155 du Président de l'Autorité de sûreté nucléaire du 23 septembre 2021 autorisant Électricité de France (EDF) à modifier de manière notable le plan d'urgence interne des installations nucléaires de base n° 108, 109 et 167, situées dans la commune de Flamanville (50)
- [39]** Décision n° 2021-DC-0713 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 23 septembre 2021 relative aux équipements sous pression nucléaires, encadrant la réalisation de certains essais et analyses
- [40]** Décision n° 2021-DC-0714 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 23 septembre 2021 relative à l'intégration au sein d'une installation nucléaire de base de certains équipements sous pression nucléaires en cours d'évaluation de la conformité
- [41]** Décision n° CODEP-DCN-2022-063160 du Président de l'Autorité de sûreté nucléaire du 28 décembre 2022 autorisant Électricité de France à modifier de manière notable les modalités d'exploitation autorisées des centrales nucléaires de Bugey (INB n° 78 et n° 89), Blayais (INB n° 86 et n° 110), Chinon (INB n° 107 et n° 132), Cruas (INB n° 111 et n° 112), Dampierre (INB n° 84 et n° 85), Gravelines (INB n° 96, n° 97 et n° 122), Saint-Laurent (INB n° 100), Tricastin (INB n° 87 et n° 88), Paluel (INB n° 103, n° 104, n° 114 et n° 115), Flamanville (INB n° 108, n° 109 et n° 167), Saint-Alban (INB n° 119 et n° 120), Belleville (INB n° 127 et n° 128), Nogent (INB n° 129 et n° 130), Penly (INB n° 136 et n° 140), Golfech (INB n° 135 et n° 142), Cattenom (INB n° 124, n° 125, n° 126 et n° 137), Chooz (INB n° 139 et n° 144) et Civaux (INB n° 158 et n° 159)
- [42]** Décision n° CODEP-CAE-2023-008517 du 13 février 2023 du Président de l'Autorité de sûreté nucléaire du 23 septembre 2021 autorisant Électricité de France (EDF) à modifier de manière notable le plan d'urgence interne des installations nucléaires de base n° 108, 109 et 167, situées dans la commune de Flamanville (50)
- [43]** Décision n° 2023-DC-0760 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 16 mai 2023 modifiant la décision n° 2018-DC-0643 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 9 octobre 2018 autorisant la mise en service et l'utilisation de la cuve du réacteur EPR de la centrale nucléaire de Flamanville (INB n° 167)
- [44]** Décision n° 2023-DC-0770 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 7 novembre 2023 modifiant la décision n° 2016-DC-0616 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 30 novembre 2017 relative aux modifications notables des installations nucléaires de base
- [45]** Décision n° 2024-DC-0780 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 7 mai 2024 autorisant la mise en service de l'installation nucléaire de base n° 167, dénommée « Flamanville 3 » et fixant des prescriptions relatives à son exploitation

Avis de l'ASN

- [46] Avis n° 2017-AV-0287 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 7 février 2017 sur le projet de décret modifiant le décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)
- [47] Avis n° 2017-AV-0298 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 10 octobre 2017 relatif à l'anomalie de la composition de l'acier du fond et du couvercle de la cuve du réacteur EPR de la centrale nucléaire de Flamanville (INB n° 167)
- [48] Avis n° 2018-AV-0316 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 18 octobre 2018 relatif à la cohérence du cycle du combustible nucléaire en France
- [49] Avis n° 2020-AV-0348 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 11 février 2020 sur le projet de décret modifiant le décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)

Guides de l'ASN et règles fondamentales de sûreté de l'ASN

- [50] Règle fondamentale de sûreté n° I.2.a du 5 août 1980 relative à la prise en compte des risques liés aux chutes d'avion.
- [51] Règle fondamentale de sûreté n° I.2.d du 7 mai 1982 relative à la prise en compte des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication.
- [52] Directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression, adoptées pendant les réunions plénières du groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires et des experts allemands des 19 et 26 octobre 2000
- [53] Règle fondamentale de sûreté (RFS) n° 2002-01 relative au développement et à l'utilisation des études probabilistes de sûreté pour les réacteurs nucléaires à eau sous pression
- [54] Guide de l'ASN n° 13 du 8 janvier 2013 relatif à la protection des installations nucléaires de base (INB) contre les inondations externes

Lettres de l'ASN

- [55] Lettre référencée DSIN/Paris n° 1321/93 du 22 juillet 1993 : « Objectifs généraux retenus pour la prochaine génération de réacteurs à eau sous pression »
- [56] Lettre de prise de position des pouvoirs publics sur les options de sûreté du projet EPR référencée DGSNR/SD2/n° 0729/2004 du 28 septembre 2004, transmettant notamment les directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression
- [57] Lettre ASN DGSNR/SD2/n°0307/2005 du 17 juin 2005 : « Réacteur EPR - Identification du référentiel réglementaire et para-réglementaire applicable »

- [58] Lettre ASN DGSNR/SDS/FC/MFG n° DEP-SD5-0074-2006 du 13 février 2006 : « Examen de la démonstration de l'exclusion de rupture des tuyauteries primaires et secondaires principales du projet de réacteur EPR »
- [59] Lettre ASN DGSNR DEP-SD2/n° 0171/2006 du 16 mars 2006 : « Suites de la séance du groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires du 1^{er} décembre 2005 »
- [60] Rapport ASN/DCN/n° 0080-2007 présenté dans sa forme définitive au collège de l'ASN le 16 février 2007 - Demande d'autorisation de création de l'INB « Flamanville 3 » - Rapport de synthèse de l'examen technique
- [61] Lettre ASN Dep-CAEN-0203-2008 du 17 mars 2008 : « Radier commun de l'îlot nucléaire »
- [62] Lettre ASN Dep-CAEN-0492-2008 du 17 juin 2008 : « Palier EPR – Construction de Flamanville 3 – Activités de bétonnage des bâtiments IPS »
- [63] Lettre ASN Dep-DCN-0157-2008 du 22 avril 2008 : « Flamanville 3 (projet EPR) – Instruction de la conception détaillée – Dimensionnement du bâtiment des auxiliaires nucléaires et de la salle des machines »
- [64] Lettre ASN Dep-DCN-0063-2008 du 12 juin 2008 : « Flamanville 3 – Projet EPR – Instruction de la conception détaillée en vue de la demande d'autorisation de mise en service du réacteur – Instruction du thème génie civil. Réalisation du premier béton »
- [65] Lettre ASN Dep-DCN-0349-2008 du 23 juillet 2008 : « Flamanville 3 (projet EPR) – Instruction de la conception détaillée – Paragraphe 1.5.2 et 1.3 de l'ETC-C »
- [66] Lettre ASN Dep-DCN-0327-2008 du 8 août 2008 : « Flamanville 3 (projet EPR) – Instruction de la conception détaillée – Dimensionnement du bâtiment combustible et du bâtiment des auxiliaires de sauvegarde »
- [67] Lettre ASN Dep-DCN-0125-2009 du 14 avril 2009 : « Flamanville 3 (projet EPR) – Instruction de la conception détaillée – Structures internes du bâtiment réacteur, piscine IRWST et récupérateur de corium »
- [68] Lettre ASN Dep-DCN-0539-2009 du 30 septembre 2009 : « Flamanville 3 (projet EPR) – Instruction de la conception détaillée – Liner de l'enceinte de confinement »
- [69] Lettre ASN Dep-DCN-0568-2009 du 15 octobre 2009 : « Réacteurs nucléaires à eau sous pression – Projet EPR – Flamanville 3 – Architecture générale du contrôle-commande et des plateformes associées »
- [70] Lettre ASN Dep-DCN-0505-2009 du 23 novembre 2009 : « Flamanville 3 (projet EPR) – Instruction de la conception détaillée – Superstructures de la station de pompage »
- [71] Lettre ASN Dep-DCN-0788-2009 du 21 décembre 2009 : « Flamanville 3 (projet EPR) – Instruction de la conception détaillée – Revue de conformité de l'application de l'ETC-C – Révision de l'ETC-C »
- [72] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-006569 du 3 février 2010 : « Flamanville 3 (projet EPR) – Instruction de la conception détaillée – Dimensionnement du puits de cuve soumis aux contraintes thermiques de l'accident grave »

- [73]** Lettre ASN CODEP-DCN-2010-006079 du 4 mars 2010 : « Réacteur électronucléaires – EPR FA3 – Conception détaillée – qualification des matériels aux conditions d’AG »
- [74]** Lettre ASN CODEP-DCN-2010-041042 du 15 septembre 2010 : « Flamanville 3 (projet EPR) – Instruction de la conception détaillée – Structures internes du bâtiment du réacteur : conception détaillée des casemates, de la jupe et du puits de cuve »
- [75]** Lettre ASN CODEP-DCN-2010-049305 du 24 janvier 2011 : « Réacteur électronucléaire – Projet EPR – Flamanville 3 – Instruction de la méthode rénovée pour l’étude de l’accident d’éjection de grappe »
- [76]** Lettre ASN CODEP-CAE-2011-035369 du 23 juin 2011 : « Construction du réacteur EPR Flamanville 3 – Précontrainte de l’enceinte interne (levées 6 et 7) – Suspension de l’activité de bétonnage de l’enceinte interne »
- [77]** Lettre ASN CODEP-DCN-2011-052544 du 4 avril 2012 : « Réacteurs nucléaires à eau sous pression - Projet EPR - Flamanville 3 – Architecture de contrôle-commande et plates-formes associées »
- [78]** Lettre ASN CODEP-DCN-2012-026566 du 09 juillet 2012 : « Réacteur électronucléaire – Projet EPR – Corrélation de flux critique pour l’évaluation du rapport de flux thermique critique dans les études de conception thermohydrauliques de l’EPR »
- [79]** Lettre ASN CODEP-DCN-2012-040329 du 20 novembre 2012 : « Projet EPR - Flamanville 3 - Examen de conception détaillée - Radioprotection — Dimensionnement et études d’optimisation »
- [80]** Lettre ASN CODEP-DCN-2012-058893 du 7 janvier 2013 : « Projet EPR Flamanville 3 - Contrôle de la construction - Définition des termes source utilisés et méthodologie d’évaluation des termes source »
- [81]** Lettre ASN CODEP-DCN-2013-001921 du 14 janvier 2013 : « Projet EPR - Flamanville 3 - Examen de conception détaillée - Radioprotection - Études d’optimisation »
- [82]** Lettre ASN CODEP-DCN-2013-064771 du 12 décembre 2013 : « Réacteurs électronucléaires - EDF – EPR de Flamanville 3 - Dimensionnement des structures internes du bâtiment combustible et de la paroi de l’enceinte interne du bâtiment réacteur »
- [83]** Lettre ASN CODEP-DCN-2014-000533 du 27 janvier 2014 : « Réacteurs électronucléaires - Projet EPR - Flamanville 3 – Instruction de la méthode statistique généralisée »
- [84]** Lettre ASN CODEP-DCN-2014-000897 du 28 mai 2014 : « Réacteurs électronucléaires – EDF - Palier EPR - Flamanville 3 – Nouvelle démarche RCC-A »
- [85]** Lettre ASN CODEP-DCN-2014-022375 du 08 août 2014 : « Réacteurs électronucléaires - Projet EPR - Flamanville 3 – Utilisation de la version 2.5 du logiciel CATHARE 2 pour l’étude des transitoires APRP BI/PB, RGV et RTE »
- [86]** Lettre ASN CODEP-DCN-2014-031441 du 25 septembre 2014 : « Réacteurs électronucléaires – EDF – Projet EPR - Flamanville 3 – Chaîne de Calcul neutronique SCIENCE V2 – Applicabilité de la qualification aux études EPR »
- [87]** Lettre ASN CODEP-DCN-2014-045577 du 24 octobre 2014 : « Flamanville 3 (réacteur de type EPR) – Démarche de classement de sûreté en examinant les différents points de sa démarche »

- [88] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-049029 du 29 octobre 2014 - Contrôle des installations nucléaires de base - Flamanville 3 (réacteur de type EPR) - Inspection INSSN-DCN-2014-0667 du 2 Octobre 2014 - Thème : Élaboration des documents relatifs aux essais de démarrage de Flamanville 3
- [89] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-039344 du 10 novembre 2014 : « Réacteur Flamanville 3 (INB n° 167), de type EPR – Confinement »
- [90] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-057234 du 18 décembre 2014 : « Flamanville 3, réacteur de type EPR – Règles d'études d'accident hors piscine de désactivation »
- [91] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-003739 du 19 février 2015 : « Réacteurs électronucléaires – EDF – Réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 1300 MWe (VD3 1300) et réacteur EPR de Flamanville 3 - Méthode de calcul des doses intégrées par les équipements lors d'un accident avec ou sans fusion du cœur »
- [92] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-015367 du 31 juillet 2015 : « Réacteurs électronucléaires – EDF – Projet EPR - Flamanville 3 – Evaluation des pressions et des températures dans l'enceinte de confinement d'un réacteur de type EPR en cas d'accident »
- [93] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-007946 du 24 février 2016 : « Projet EPR – Flamanville 3 – Examen des moyens organisationnels, humains et techniques pour la conduite du réacteur EPR »
- [94] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-013158 du 31 mars 2016 : « Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) – Élaboration de la documentation relative aux essais de démarrage – Définition des essais de démarrage »
- [95] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-021847 du 13 juillet 2016 : « Réacteurs électronucléaires – EDF – Réacteur EPR Flamanville 3 – Accidents graves et études probabilistes de niveau 2 »
- [96] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-016677 du 18 juillet 2016 : « Réacteurs électronucléaires – EDF – Agressions externes extrêmes à prendre en compte pour la mise en place du « noyau dur »
- [97] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-022193 du 21 juillet 2016 : « Flamanville 3 - Projet EPR – Thématique des composants mécaniques hors ESPN – Chute des grappes de commande »
- [98] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-024824 du 20 octobre 2016 : « Réacteurs électronucléaires – EDF – Méthode tridimensionnelle d'étude de l'accident de retrait incontrôlé de groupes à puissance nulle (RIGZ) - Etude RIGZ du dossier de demande de mise en service de l'EPR de Flamanville 3 »
- [99] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-032680 du 20 octobre 2016 : « Réacteurs électronucléaires – EDF – Flamanville 3 (FLA 3) – Méthode d'étude de la phase moyen terme de l'accident d'éjection de grappe »
- [100] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-036888 du 16 décembre 2016 : « Réacteurs électronucléaires – EDF – Rupture de tuyauterie vapeur – Méthode totalement couplée en 3 dimensions (MTC 3D) et démarche d'étude complémentaire »
- [101] Lettre ASN CODEP-DCN-2017-001480 du 12 janvier 2017 : « Contrôle des installations nucléaires de base – EDF/DIPNN/CNEN/Projet FLA3 – Inspection INSSN-DCN-2016-0639 – Inspection relative à la qualification des équipements aux conditions accidentelles conformément à l'article 2 du décret d'autorisation de création de Flamanville 3 »

- [102]** Lettre ASN CODEP-DCN-2017-001471 du 2 février 2017 : « Réacteur électronucléaires – EDF – Instruction des demandes de mise en service partielle et de mise en service de Flamanville 3 : radioprotection des travailleurs »
- [103]** Lettre ASN CODEP-DCN-2017-003188 du 8 février 2017 : « Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) – Évaluation de l’élaboration des notes de synthèse de qualification et de programmes particuliers de qualification pour un premier lot d’équipements électriques »
- [104]** Lettre ASN CODEP-DCN-2017-005551 du 23 février 2017 : « Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) – Élaboration de la documentation relative aux essais de démarrage - Définition des essais de démarrage du système RBS »
- [105]** Lettre ASN CODEP-DCN-2017-000364 du 18 mai 2017 : « Réacteurs électronucléaires – EDF – Flamanville 3 (FLA 3) – Examen des études d’accidents du réacteur EPR de Flamanville 3 »
- [106]** Lettre ASN CODEP-DCN-2017-018889 du 9 juin 2017 : « Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) – Évaluation de la méthodologie de qualification des équipements aux conditions accidentelles – hors accident grave : familles d’ambiance, profils de qualification P/T, hypothèses pour le calcul des doses accidentelles et liste des équipements à qualifier à l’ambiance accidentelle »
- [107]** Lettre ASN CODEP-DCN-2017-001251 du 18 juillet 2017 : « Réacteurs électronucléaires - EDF - Réacteur EPR de Flamanville 3 – Sûreté de l’entreposage et de la manutention du combustible dans le bâtiment combustible »
- [108]** Lettre ASN CODEP-DCN-2017-037908 du 26 octobre 2017 : « Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) - Élaboration de la documentation relative aux essais de démarrage - Définition des essais de démarrage du système DVD »
- [109]** Lettre ASN CODEP-DCN-2018-000608 du 22 janvier 2018 : « Contrôle des installations nucléaires de base – EDF/DIPNN/CNEN – Inspection INSSN-DCN-2017-0682 – Thème : qualification des matériels participant à la démonstration de sûreté »
- [110]** Lettre ASN CODEP-DCN-2018-003903 du 22 février 2018 : « Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) - Elaboration de notes de synthèse de qualification et de programmes particuliers de qualification pour un second lot d’équipements électriques - Qualification fonctionnelle renforcée des composants électriques programmés réalisant des fonctions de sûreté classées F1 »
- [111]** Lettre ASN CODEP-DCN-2018-004983 du 18 avril 2018 : « Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) – Élaboration de la documentation relative aux essais de démarrage - Définition des essais de démarrage, exhaustivité et caractère suffisant »
- [112]** Lettre ASN CODEP-CAE-2018-019450 du 23 avril 2018 : « Réacteurs électronucléaires du site de Flamanville — EDF / Autorisation de modification notable (demande adressée par courrier D305218018291 du 16 mars 2018) / PNPP 2715 : Centre de Crise Local — phase de fin de construction et basculement du Bloc de Sécurité et du Local Technique de Crise »
- [113]** Lettre ASN CODEP-DCN-2018-000929 du 25 mai 2018 : « Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) – Élaboration de la documentation relative aux essais de démarrage - Définition des essais de démarrage du système DWK »

- [114]** Lettre ASN CODEP-DCN-2018-003898 du 25 mai 2018 : « Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) - Élaboration de la documentation relative aux essais de démarrage - Définition des essais de démarrage de la distribution électrique (systèmes LH/LG et pseudo-systèmes PDS, COC et BAS »
- [115]** Lettre ASN CODEP-DCN-2018-005487 du 6 juillet 2018 : « Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) - Élaboration de la documentation relative aux essais de démarrage - Définition des essais vibratoires sur les machines tournantes et sur les tuyauteries »
- [116]** Lettre ASN CODEP-DCN-2018-002008 du 6 juillet 2018 : « Réacteurs électronucléaires - EDF - Réacteur EPR de Flamanville - Règles générales d'Exploitation »
- [117]** Lettre ASN CODEP-DCN-2018-042325 du 27 août 2018 : « Réacteurs électronucléaires - EDF - Fonctionnalités et hypothèses de conception du Centre de crise local de Flamanville »
- [118]** Lettre ASN CODEP-DCN-2018-037337 du 26 novembre 2018 : « Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) - Méthodologie de qualification des équipements aux conditions d'accident grave ».
- [119]** Lettre ASN CODEP-DCN-2018-035797 du 19 décembre 2018 : « Réacteurs électronucléaires - EDF - Démarche générale de conception du noyau dur - Prescriptions ND 8-II, ND-10, ND 11 du 21 janvier 2014 »
- [120]** Lettre ASN CODEP-DCN-2019-002881 du 16 janvier 2019 : « Réacteurs électronucléaires - EDF - Réacteur EPR de Flamanville - Stratégies de conduite en cas d'accident grave (OSSA) »
- [121]** Lettre ASN CODEP-DCN-2019-007092 du 15 février 2019 « Réacteurs électronucléaires - EDF - Réacteur EPR de Flamanville - Prise en compte du retour d'expérience du démarrage du réacteur n°1 de Taishan »
- [122]** Lettre ASN CODEP-DCN-2019-001268 du 22 mars 2019 : « Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) - Examen de notes de synthèse de qualification pour un premier lot d'équipements mécaniques (robinetterie) »
- [123]** Lettre ASN CODEP-DCN-2019-009589 du 26 mars 2019 : « Contrôle des installations nucléaires de base - EDF/DIPNN/Direction du projet Flamanville 3 - Inspection INSSN-DCN-2018-0266 du 5 décembre 2018 - Thème : qualification aux conditions accidentelles des matériels participant à la démonstration de sûreté »
- [124]** Lettre ASN CODEP-DCN-2019-000497 du 11 avril 2019 : « Réacteurs électronucléaires - EDF - Réacteur EPR de Flamanville 3 - Démonstration de sûreté nucléaire »
- [125]** Lettre ASN CODEP-DCN-2019-001769 du 17 avril 2019 : « Contrôle des installations nucléaires de base - EDF-DIPDE - Inspection INSSN-DCN-2018-0271 des 5 et 6 novembre 2018 - Thème : R.8.1 Prévention des pollutions et maîtrise des nuisances »
- [126]** Lettre ASN CODEP-CLG-2019-027253 du 19 juin 2019 : « Réacteur EPR de Flamanville 3 - Soudures des tuyauteries VVP - Soudures des traversées de l'enceinte de confinement - Ecarts à la démarche d'exclusion de rupture »
- [127]** Lettre ASN CODEP-DCN-2019-023736 du 1^{er} octobre 2019 : « Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) - Examen de notes de synthèse de qualification pour un second lot d'équipements mécaniques (pompes) »

- [128] Lettre ASN CODEP-DCN-2019-036955 du 16 octobre 2019 : « Réacteur EPR de Flamanville 3 - Soudures des tuyauteries VVP en exclusion de rupture - Ecart à la démarche d'exclusion de rupture »
- [129] Lettre ASN CODEP-DCN-2019-041590 du 26 novembre 2019 : « Contrôle des installations nucléaires de base – EDF/DIPNN/Direction du projet Flamanville 3 – Inspection INSSN-DCN-2019-0257 du 27 septembre 2018 – Thème : qualification aux conditions accidentelles des matériels participant à la démonstration de sûreté »
- [130] Lettre ASN CODEP-DCN-2020-006024 du 14 février 2020 - Contrôle des installations nucléaires de base - EDF/DIPNN/ Direction du projet Flamanville 3 - Surveillance des AIP relatives au développement logiciel du système de protection »
- [131] Lettre ASN CODEP-DCN-2020-000548 du 10 août 2020 : « Réacteurs électronucléaires - EDF – Réacteur EPR de Flamanville 3 – Instruction de la demande d'autorisation de mise en service »
- [132] Lettre ASN CODEP-DCN-2020-038848 du 8 octobre 2020 : « Réacteurs électronucléaires tous paliers – EDF -Modification des RGE – maîtrise de la gestion des déchets »
- [133] Lettre ASN CODEP-DCN-2020-018283 du 2 décembre 2020 : « Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) - Analyse des éléments transmis suite aux instructions relatives à la qualification aux conditions accidentelles des équipements et protection des équipements vis-à-vis des surpressions primaire et secondaire »
- [134] Lettre ASN CODEP-DCN-2021-008443 du 19 avril 2021 : « Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) - Analyse des éléments transmis suite à l'expertise relative à la qualification aux conditions accidentelles des équipements électriques »
- [135] Lettre ASN CODEP-DCN-2021-017553 du 27 mai 2021 : « Aléas à retenir pour la protection des éléments importants pour la protection (EIP) à l'égard des tornades »
- [136] Lettre ASN CODEP-DCN-2021-005844 du 7 juin 2021 : « Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) - Analyse des éléments transmis suite à l'expertise relative à la méthodologie de qualification des équipements aux conditions d'accident grave »
- [137] Lettre ASN CODEP-DCN-2021-030820 du 8 juillet 2021 : « Contrôle des installations nucléaires de base : Surveillance des AIP relatives au développement du logiciel du système de protection »
- [138] Lettre ASN CODEP-DCN-2021-033660 du 17 septembre 2021 : « Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB n° 167) – Analyse de la stratégie de conservation sur une longue durée des équipements »
- [139] Lettre ASN CODEP-CAE-2021-054380 du 18 novembre 2021 : « Contrôle des installations nucléaires de base – INB n°167 - Flamanville 3 – Inspection INSSN-CAE-2021-0244 du 3 novembre 2021 – Maintien de la qualification des équipements aux conditions accidentelles »
- [140] Lettre ASN CODEP-CAE-2021-057796 du 7 décembre 2021 : « Contrôle des installations nucléaires de base - INB n° 167 – Flamanville 3 - Thème : Essais de démarrage »
- [141] Lettre ASN CODEP-DCN-2022-000868 du 18 mars 2022 : « Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) - Thème : Analyse de la première version du bilan des essais de démarrage du réacteur EPR de Flamanville »

- [142] Lettre ASN CODEP-DCN-2022-017678 du 3 juin 2022 : « Réacteur EPR de Flamanville 3 - Processus de développement du système de protection »
- [143] Lettre de suite d'inspection ASN CODEP-DCN-2022-030080 du 24 juin 2022 : « Contrôle des installations nucléaires de base - EPR FA3 - Inspection INSSN-DCN-2022-0885 du 9 juin 2022 – Thème : R9.9 Fournisseurs - Activités importantes pour la protection réalisées par EDF, relatives à la fourniture de produits ou composants par les usines Framatome de Paimboeuf, d'Ugine et de Karlstein »
- [144] Lettre de suite d'inspection ASN CODEP-DCN-2022-035692 du 19 juillet 2022 : « Contrôle des installations nucléaires de base - EPR FA3 - Inspection INSSN-DCN-2022-0900 du 12 juillet 2022- Thème : R9.9 Fournisseurs, Activités importantes pour la protection réalisées par EDF, relatives à la fourniture de produits ou composants par l'usine Framatome de Karlstein »
- [145] Lettre ASN CODEP-DCN-2022-025981 du 29 juillet 2022 : « Réacteur Flamanville 3 EPR - Programme d'essais physiques du premier démarrage du réacteur et chapitre X des règles générales d'exploitation »
- [146] Lettre de suite d'inspection ASN CODEP-DCN-2022-044644 du 12 septembre 2022 : « Contrôle des installations nucléaires de base - EPR FA3 - Inspection INSSN-DCN-2022-0912 du 8 septembre 2022 - Thème : R9.9 Fournisseurs - Activités importantes pour la protection réalisées par EDF, relatives à la fourniture de produits ou composants par l'usine Framatome d'Ugine »
- [147] Lettre de suite d'inspection ASN CODEP-DCN-2022-046865 du 7 octobre 2022 : « Lettre de suite d'inspection CODEP-DCN-2022-046865 du 7 octobre 2022 : « Contrôle des installations nucléaires de base – EPR FA3 - Inspection INSSN-DCN-2022-0913 du 21 septembre 2022 - Thème : R9.9 Fournisseurs - Activités importantes pour la protection réalisées par EDF, relatives à la fourniture de produits ou composants par l'usine Framatome de Paimboeuf »
- [148] Lettre ASN CODEP-DCN-2022-017400 du 23 décembre 2022 : « Réacteur EPR de Flamanville – Piscine de désactivation - Position de l'ASN sur la recevabilité de votre réponse transmise par le courrier n° D458521043755 du 11 août 2021 »
- [149] Lettre ASN CODEP-DCN-2022-031180 du 9 septembre 2022 : « Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) - Examen du dossier de justification de l'ajout d'un amortisseur dynamique (TMD) sur la ligne d'expansion du pressuriseur (LEP) du réacteur EPR de Flamanville »
- [150] Lettre ASN CODEP-DCN-2023-002598 du 01 février 2023 : « Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) - Analyse de la version de juin 2020 du bilan des essais de démarrage du réacteur EPR de Flamanville et analyse de la note bilan des essais à chaud d'avril 2021 »
- [151] Lettre ASN CODEP-DCN-2012-023700 du 10 décembre 2012 : « Réacteurs nucléaires à eau sous pression — EDF — Tous paliers et EPR - Utilisation d'une nouvelle méthode 3D pour réaliser les études des accidents de perte de débit primaire »
- [152] Lettre ASN CODEP-DCN-2023-011122 du 7 mars 2023 : « Réacteur EPR de Flamanville - Démonstration de sûreté, programme d'essais physiques du cœur - Prise en compte du retour d'expérience de la mise en service des premiers EPR »
- [153] Lettre ASN CODEP-DCN-2023-010746 du 4 avril 2023 : « Réacteur EPR de Flamanville 3 - Développement du système de protection »

- [154] Lettre ASN CODEP-DCN-2023-023678 du 17 avril 2023 : Réacteur EPR de Flamanville – Combustible – Prise en compte du retour d’expérience de la mise en services des premiers EPR »
- [155] Lettre ASN CODEP-DCN-2023-005834 du 16 mai 2023 : « Réacteur EPR de Flamanville 3 - Instruction de la conception et de la qualification des soupapes de sûreté du pressuriseur »
- [156] Lettre ASN CODEP-DCN-2023-015520 du 13 juillet 2023 : « Réacteurs électronucléaires – EDF – Réacteur EPR de Flamanville 3 - Instruction de la demande d’autorisation de mise en service – Échangeurs RRI/SEC »
- [157] Lettre ASN CODEP-DCN-2023-041932 du 23 juillet 2023 : « Réacteur EPR de Flamanville – Fluctuations de Flux neutronique »
- [158] Lettre ASN CODEP-CMX-2023-043280 du 27 juillet 2023 : « Contrôle des installations nucléaires de base - INB n° 167 – Flamanville 3 – Lettre de suites de l’inspection de revue du 22 au 26 mai 2023 – Préparation à l’exploitation et achèvement de l’installation »
- [159] Lettre ASN CODEP-DCN-2023-009716 du 4 octobre 2023 : « Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) – Analyse du bilan de puissance des groupes électrogènes principaux et des groupes électrogènes ultimes »
- [160] Lettre ASN CODEP-DCN-2023-058183 du 2 novembre 2023 : « Réacteurs électronucléaires EDF – EPR – Corrosion du gainage en alliage M5 des assemblages combustibles »
- [161] Lettre ASN CODEP-DCN-2023-042813 du 29 novembre 2023 : « Réacteur EPR de Flamanville 3 - Instruction de la conception et de la qualification des soupapes de sûreté du pressuriseur »
- [162] Lettre ASN CODEP-DCN-2023-002788 du 21 décembre 2023 : « Réacteur EPR de Flamanville 3 – Traitement de l’écart portant sur trois soudures « set-in » du circuit primaire principale par l’installation d’un collier de maintien »
- [163] Lettre ASN à paraître : « Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) - Positions et actions prises par EDF à la suite de la réunion du GPR des 4 et 5 juillet 2018 »

Courriers d’EDF

- [164] Courrier d’EDF du 16 mars 2015 relatif à la demande d’autorisation de mise en service (DMES) de Flamanville 3
- [165] Courrier d’EDF D458521023286 du 4 juin 2021 relatif à la demande d’autorisation de mise en service (DMES) de Flamanville 3
- [166] Mémoire en réponse d’EDF de novembre 2022 : « Mise en service du réacteur EPR - Flamanville 3- Réponses d’EDF à l’avis de l’Autorité environnementale n° Ae 2021-106 »
- [167] Dernière version du BQ

Autres documents

- [168] Avis de l’Autorité environnementale n° 2021-106 du 22 décembre 2021 : « Avis délibéré de l’autorité environnementale sur l’installation nucléaire de base n°167 – Flamanville 3 (réacteur EPR) – EDF (50)

- [169]** AFCEN - Règles de conception et de construction pour le génie civil des centrales nucléaires REP (ETC-C) Edition 2006 révision B
- [170]** AFCEN - Règles de conception et de construction pour protection concernant la protection contre le feu des centrales nucléaires de type REP
- [171]** ASN - Rapport du Bureau de contrôle des chaudières nucléaires pour la Section permanente nucléaire (SPN) n° DE/MA 050339 du 21 juin 2005 : Examen de la démonstration d'exclusion de rupture des tuyauteries primaires et secondaires principales du réacteur EPR

Annexes

Annexe 1 : Acronymes et définitions

Acronymes

| | |
|--------------|---|
| ALARA | Expression anglophone « As Low As Reasonably Achievable » qui se traduirait en français par « aussi bas que raisonnablement possible ») |
| AO | Axial Offset |
| ASG | Alimentation de secours des générateurs de vapeur |
| BAS | Essais de basculement de sources |
| BTE | Bâtiment de traitement des effluents |
| CDU | Critère de défaillance unique |
| CG | Commandes groupées |
| CN | Conduite normale |
| COC | Essais de perte de source de contrôle-commande |
| CPP | Circuit primaire principal |
| CSP | Circuit secondaire principal |
| DEL | Système de production et distribution d'eau glacée de sûreté |
| DER | Système d'eau réfrigérée opérationnelle |
| DFD | Dossier de fin de démarrage |
| DVL | Système de ventilation de la zone non contrôlée des bâtiments des auxiliaires de sauvegarde |
| DWK | Système de ventilation du bâtiment combustible |
| DWL | Système de ventilation du bâtiment des auxiliaires de sauvegarde et du bâtiment électrique |
| DWN | Système de ventilation du bâtiment des auxiliaires nucléaires |
| DWQ | Système de ventilation du bâtiment de traitement des effluents |
| EDE | Système de mise en dépression de l'espace entre enceinte |
| EPP | Système d'étanchéité et de contrôle des fuites de l'enceinte |
| ETC-F | Référentiel d'EDF d'analyse du risque d'incendie dédié à l'EPR. |
| ETY | Système de maîtrise du taux d'hydrogène dans l'enceinte |
| ESP | Équipement sous pression |
| ESPN | Équipement sous pression nucléaire |
| EVU | Évacuation ultime de chaleur du bâtiment réacteur |
| FOH | Facteurs organisationnels et humains |
| IHM | Interface homme machine |
| IPG | Interaction pastille gaine |
| JAC | Système de production d'eau incendie classée |
| LH/LG | Tableaux électriques secourus/non secourus |
| MCP | Moyen de conduite principal |
| MCS | Moyen de conduite de secours |
| MDTE | Manque de tension externe |

| | |
|---------------|---|
| PACS | Priority and Actuator Control System |
| PCC | Plant Condition Category. Il s'agit d'une catégorie de condition de fonctionnement avec simple défaillance. Les études de ces situations dans la démonstration de sûreté sont menées avec des méthodes conservatives, présentant des marges importantes |
| PDS | Perte de sources électriques |
| PEE | Procédures d'exécution d'essais |
| PTR | Système de traitement et de refroidissement des eaux de piscine |
| RCV | Circuit de contrôle chimique et volumique |
| RDP | Réservoir de décharge du pressuriseur |
| REA | Circuits d'appoint eau et bore |
| REP | Réacteur à eau sous pression |
| RFTC | Rapport de flux thermique critique |
| RIS-RA | Système d'injection de sécurité et de refroidissement à l'arrêt |
| RPE | Purges, événements et exhaures nucléaires |
| RTV | Rupture de tuyauterie vapeur |
| SdR | Station de repli |
| TEG | Circuits des effluents gazeux |
| TEP | Circuits des effluents liquides primaires |
| TES | Effluents solides |
| TEU | Effluents liquides usés |
| VCI | Première visite complète |
| VDA | Vanne de décharge à l'atmosphère |
| VVP | Circuit vapeur principal |

Définitions

Classement fonctionnel des fonctions de sûreté

Ce classement est défini suivant les situations accidentelles dans lesquelles les fonctions de sûreté sont requises.

Ce classement distingue trois classes :

- **F1A** pour les conditions de fonctionnement de référence, état contrôlé ;
- **F1B** pour les conditions de fonctionnement de référence, état sûr ;
- **F2** pour les conditions de fonctionnement à défaillances multiples, situation d'accidents avec fusion du cœur.

Élimination pratique

Cette notion fait référence à l'article 3.9 de l'arrêté INB [5] : « *La démonstration de sûreté nucléaire doit justifier que les accidents susceptibles de conduire à des rejets importants de matières dangereuses ou à des effets dangereux hors du site avec une cinétique qui ne permettrait pas la mise en œuvre à temps des mesures nécessaires de protection des populations sont impossibles physiquement ou, si cette impossibilité physique ne peut être démontrée, que les dispositions mises en œuvre sur ou pour l'installation permettent de rendre ces accidents extrêmement improbables avec un haut degré de confiance.* ».

États possibles du réacteur

Les états initiaux des études d'accidents sont choisis parmi les états stables fréquemment rencontrés au cours du fonctionnement normal du réacteur. Chaque état est défini comme suit :

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

État contrôlé

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

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

Pour les accidents de type PCC impactant la piscine d'entreposage, l'état contrôlé est caractérisé par les éléments suivants :

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

État d'arrêt sûr

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

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

Pour les accidents de type PCC impactant la piscine d'entreposage, l'état sûr est caractérisé par les éléments suivants :

- le combustible en piscine est sous-critique ;

- l'évacuation de la puissance résiduelle du combustible entreposé en piscine est assurée durablement en boucle fermée, avec une marge significative vis-à-vis de l'ébullition de l'eau de la piscine (température inférieure à 80 °C) ;
- les rejets radioactifs restent tolérables.

État final

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

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

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

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

État maîtrisé

Pour les situations d'accident grave, l'état maîtrisé est caractérisé par :

- le corium est refroidi ;
- la puissance résiduelle est évacuée ;
- l'intégrité de l'enceinte de confinement est maintenue.

Fonctions de sûreté F1

Les fonctions référencées F1 dans le rapport de sûreté sont celles identifiées comme nécessaires à la mitigation des accidents de référence (PCC).

Fonctions de sûreté F2

Les fonctions référencées F2 dans le rapport de sûreté sont celles identifiées comme nécessaires à la mitigation des accidents à défaillances multiples (RRC).

PCC

Dans le cadre du dimensionnement et de l'évaluation de sûreté de l'îlot nucléaire, les événements initiateurs sont répartis en conditions de fonctionnement PCC de catégories 1 à 4, correspondant à l'appellation « Plant Condition Category » en anglais. Chacune correspondant à une fréquence annuelle d'occurrence estimée :

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

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

RRC : Risk Reduction Category

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

RRC-A

Prévention de la fusion du cœur.

RRC-B

Prévention des rejets importants en cas de fusion du cœur (accident grave).

Corium

Désigne toute agglomération de matières issues de la fusion du cœur.

Radier

Dalle de béton qui constitue la base de l'îlot nucléaire.

Puits de cuve

Espace situé en-dessous de la cuve.

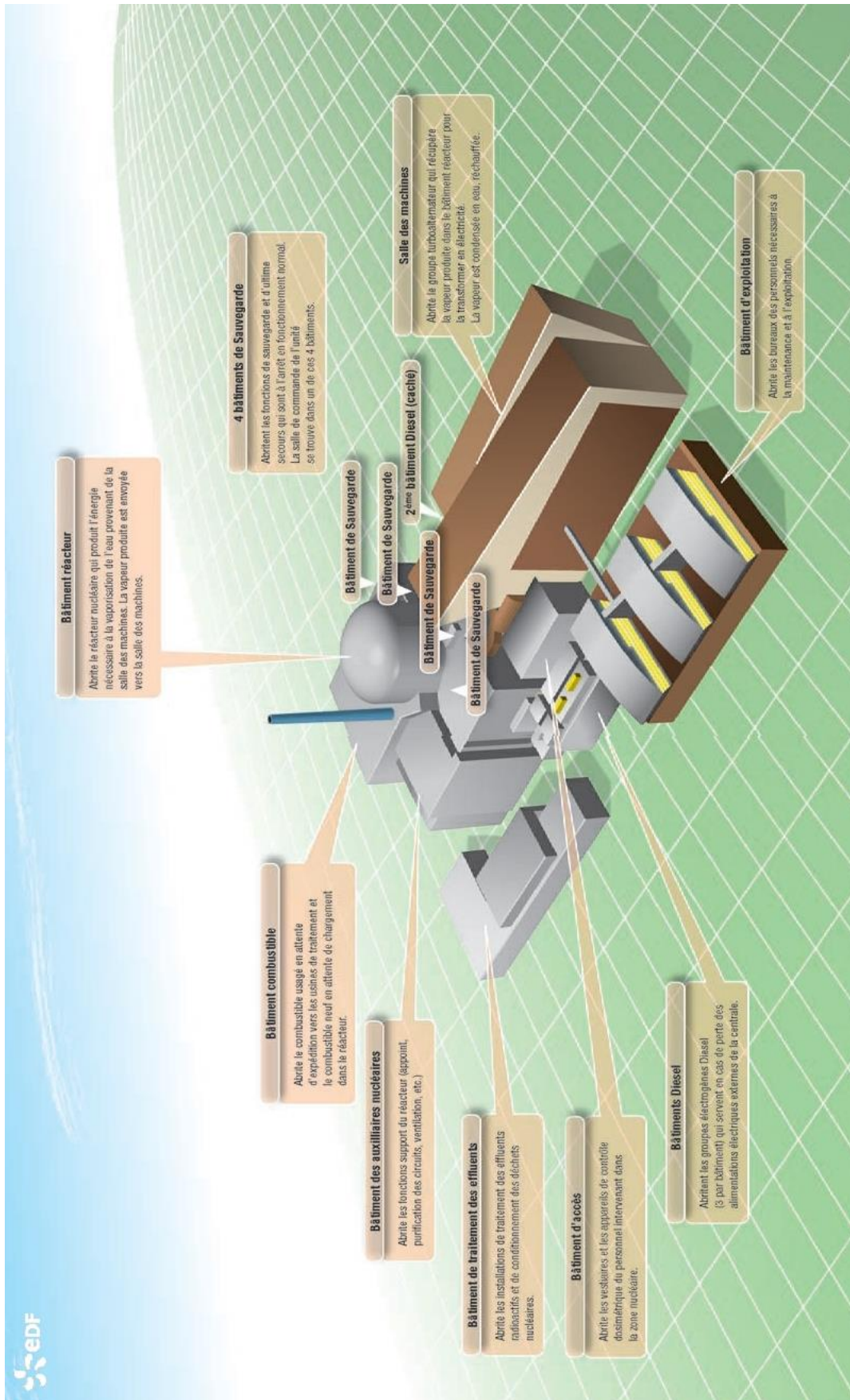
Système

Un système est un ensemble de composants formant une unité technologique capable d'effectuer des fonctions spécifiques.

Système classé de sûreté

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

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



Annexe 3 : Présentation des équipements sous pression nucléaires et des ensembles nucléaires

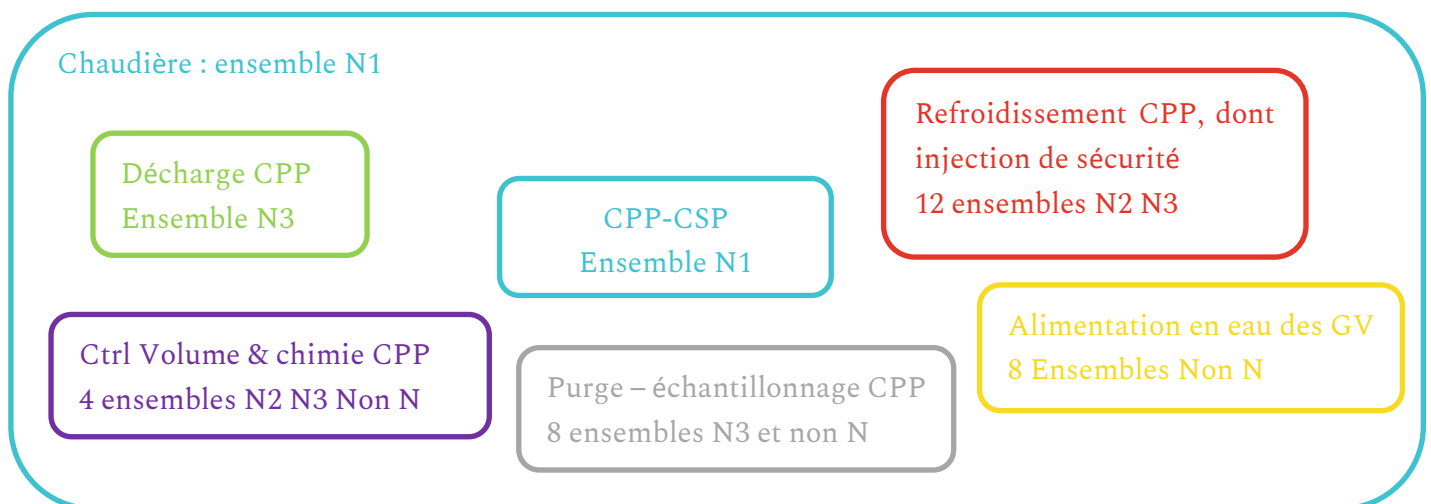
La notion d'ensemble nucléaire (ainsi que celle d'équipement sous pression nucléaire) est définie à l'article R. 557-12-1 du code de l'environnement. Un « ensemble nucléaire » est constitué de plusieurs équipements sous pression assemblés par un fabricant et comprenant au moins un équipement sous pression nucléaire.

L'ensemble « chaudière » correspond à l'ensemble fabriqué par Framatome constituant la chaudière du réacteur, c'est à dire l'ensemble des équipements sous pression nucléaires (à quelques rares exceptions près) ainsi que certains équipements sous pression non nucléaires nécessaires au fonctionnement de la chaudière. Schématiquement l'ensemble « chaudière » inclut l'ensemble des équipements situés à l'intérieur du bâtiment réacteur. Il inclut également les équipements du circuit secondaire principal, les systèmes d'alimentation et alimentation de secours des générateurs de vapeur, mais ne comprend pas les autres équipements du circuit secondaire, ni le circuit tertiaire.

On notera l'existence d'un ensemble dit « CPP-CSP » correspondant approximativement aux circuits primaire et secondaires principaux, au sens de l'arrêté du 10 novembre 1999 [6]. Tous les équipements nucléaires classés N1 sont inclus dans l'ensemble CPP-CSP. Il y a donc seulement deux ensembles contenant des équipements classés N1 : l'ensemble CPP-CSP et l'ensemble chaudière.

Des ensembles intermédiaires ont également été définis regroupant les équipements par fonctions :

- un ensemble de niveau N3 associé à la décharge du CPP ;
- douze ensembles de niveau N2 ou N3 associés au refroidissement du CPP ;
- quatre ensembles de niveau N2, N3 ou non nucléaire associés au contrôle volumétrique et chimique du CPP ;
- huit ensembles non nucléaires associés à l'alimentation des générateurs de vapeur ;
- huit ensembles N2, N3 ou non nucléaire associés aux systèmes de purge et d'échantillonnage du CPP.



| Niveau ESPN des ensembles | N 1 | N 2 | N 3 | Non nucléaire |
|---------------------------|-----|-----|-----|---------------|
| Quantité | 2 | 9 | 10 | 14 |

L'ensemble « chaudière » comporte l'ensemble des ensembles intermédiaires et également des équipements intégrés dans aucun autre ensemble.

Equipements de l'ensemble chaudière (valeurs approximatives) :

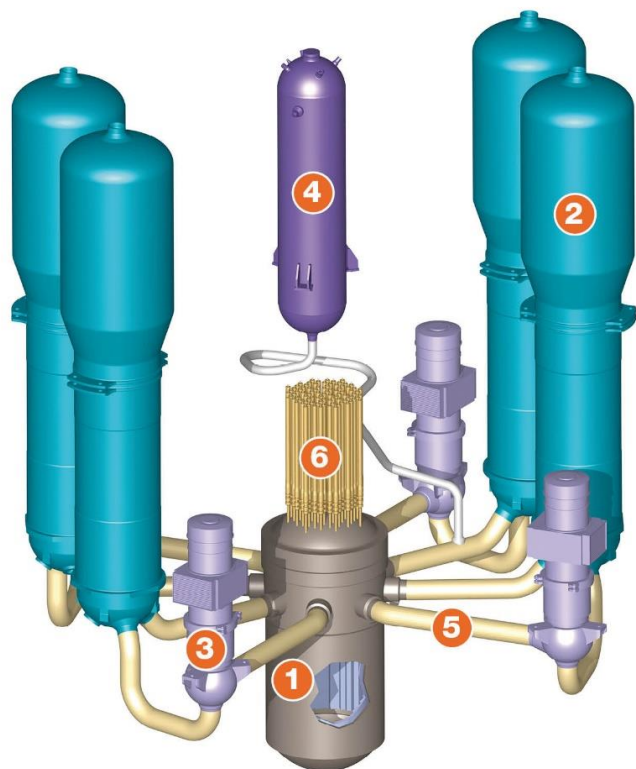
| Niveau ESPN des équipements | N 1 | N 2 | N 3 | Non nucléaire |
|-----------------------------|-----|-----|------|---------------|
| Quantité | 677 | 548 | 1450 | 892 |

Chaque équipement fait l'objet d'une évaluation de la conformité en propre puis son intégration au sein d'un ensemble fait l'objet d'une seconde évaluation. L'évaluation de conformité de chaque ensemble inclut notamment l'évaluation de la réalisation des soudures d'assemblage des équipements et l'évaluation de leur protection contre le dépassement des limites admissibles.

Présentation de l'ensemble CPP-CSP et de ses équipements :

Vue des principaux équipements de l'ensemble CPP-CSP :

- 1 **Cuve de réacteur et internes de cuve** : enceinte métallique étanche de forte épaisseur en acier renfermant le cœur du réacteur : les assemblages combustibles.
- 2 **Générateurs de Vapeur (GV)** : assurent le transfert de chaleur de l'eau du circuit primaire à l'eau du circuit secondaire, la transformant ainsi en vapeur qui entraîne une turbine couplée à un alternateur.
- 3 **Groupes MotoPompes Primaires (GMPP)** : participent à la sûreté de l'installation en permettant la circulation de l'eau primaire à travers le cœur du réacteur et les générateurs de vapeur.
- 4 **Pressuriseur** : maintient l'eau du circuit primaire en phase liquide grâce à une pression de 155 bars.
- 5 **Tuyauteries primaires** : assurent le transfert de l'eau entre la cuve et les générateurs de vapeur.
- 6 **Mécanismes de Commande de Grappes (MCG)** : permettent de réguler la réaction nucléaire dans la cuve du réacteur et de la stopper en 2 secondes, assurant ainsi la sûreté de la centrale.

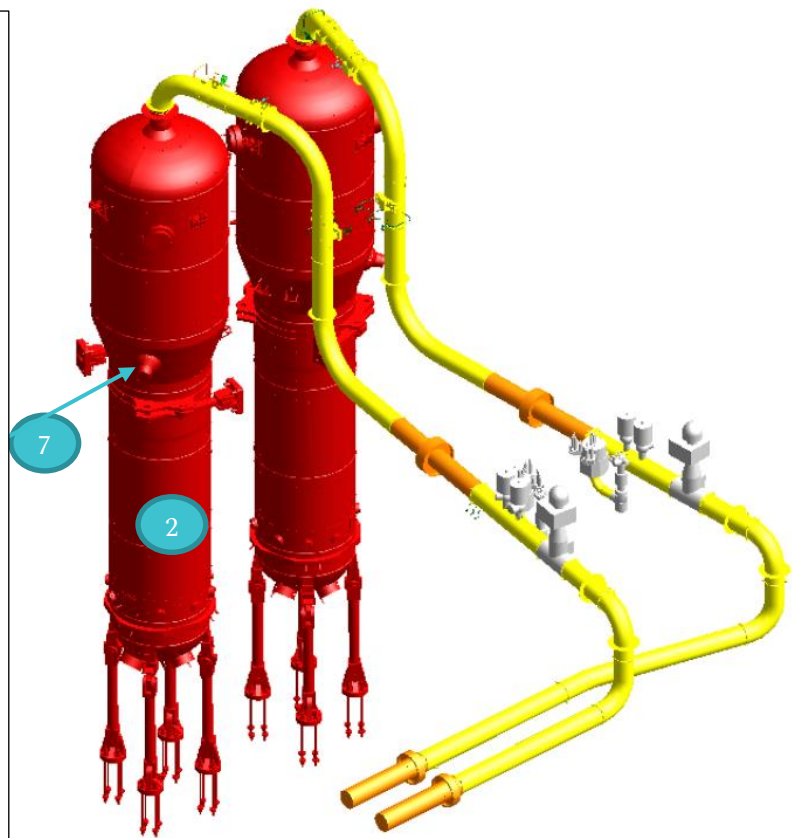


Circuits secondaires (CSP)

2. **Générateurs de vapeur (GV) :** assurent le transfert de chaleur de l'eau du circuit primaire à l'eau du circuit secondaire, la transformant ainsi en vapeur qui entraîne une turbine couplée à un alternateur.
7. **Tuyauteries d'eau alimentaire - non représentées :** assurent l'alimentation en eau froide des générateurs de vapeur

En jaune **Tuyauteries vapeur :** transfèrent la vapeur du secondaire des générateurs de vapeur aux turbines (en orange les traversées de parois).

En blanc **Soupapes de sécurité et vannes :** permettent de couper l'alimentation des turbines et d'évacuer la vapeur excédentaire.



L'ensemble CPP-CSP est constitué de quatre boucles primaires incluant la cuve, un générateur de vapeur (GV), un groupe motopompe primaire (GMPP), des tuyauteries primaires les reliant (branche chaude, branche froide, branche en U). Un piquage sur la branche chaude de la boucle n° 3 assure la connexion du pressuriseur (PZR) via la ligne d'expansion du pressuriseur (LEP). Les mécanismes de commande de grappe (MCG) sont situés sur le couvercle de cuve et permettent de contrôler la réaction nucléaire.

Les accessoires de sécurité sont constitués, coté primaire, de trois soupapes et de deux soupapes pour chacun des quatre circuits secondaires correspondant aux boucles primaires. L'ensemble CPP-CSP dispose de trois chaînes de sécurité en plus des soupapes existantes. Ces chaînes automatisées peuvent déclencher au besoin :

- l'arrêt automatique du réacteur par chutes des grappes de contrôle ;
- l'ouverture de vannes de décharge à l'atmosphère du circuit secondaire.

L'ensemble CPP-CSP dispose également de systèmes de régulation utilisés lors de son exploitation courante. Les paramètres de fonctionnement en situation de fonctionnement normal en puissance sont de 155 bar et 330 °C dans le circuit primaire.

Annexe 4 : Principaux systèmes ou circuits de Flamanville 3

Parmi les éléments nécessaires à l'exploitation de Flamanville 3, peuvent être mentionnés les systèmes ou circuits ci-dessous.

La chaudière nucléaire est principalement constituée :

- d'un cœur contenant 241 assemblages de combustible. Le combustible utilisé pour le premier cycle de Flamanville 3 se présente sous la forme de pastilles d'UO₂ mais le DAC permet également d'utiliser des pastilles de MOX (Mixed Oxyde) ;
- de 4 boucles de refroidissement où circule le réfrigérant primaire (eau). Chaque boucle est constituée d'une pompe primaire, d'un générateur de vapeur et de tuyauteries de raccordement ;
- d'un pressuriseur. Il est notamment équipé de deux vannes de décharge (sur un piquage dédié) permettant de dépressuriser le circuit primaire en cas d'accident grave ;
- de chaînes d'instrumentation permettant de contrôler les différents paramètres de fonctionnement de la chaudière et de mettre en œuvre automatiquement des mesures ayant pour but d'éviter la sortie du domaine de fonctionnement normal ;
- de 89 grappes de contrôle permettant d'ajuster la puissance neutronique et d'arrêter la réaction nucléaire en chaîne si nécessaire.

Le système d'injection de sécurité et de refroidissement du réacteur à l'arrêt (système RIS-RA).

Il est constitué de quatre trains séparés et indépendants, chacun de ces trains étant capable d'injecter de l'eau borée dans le circuit primaire par un accumulateur, une pompe d'injection de sécurité moyenne pression (RIS MP) et une pompe d'injection de sécurité basse pression (RIS BP) munie au refoulement d'un échangeur de chaleur. Les pompes RIS MP et BP aspirent dans le réservoir de stockage de l'eau des piscines (IRWST). Le système est alimenté électriquement par des trains indépendants secourus par les diesels principaux.

De plus, dans les états d'arrêt, le système assure l'extraction contrôlée de chaleur du circuit primaire, principalement la puissance résiduelle du cœur, par la pompe et l'échangeur RIS BP et la ligne de contournement de l'échangeur.

Le système d'évacuation ultime d'énergie de l'enceinte (EVU)

Ce système est un moyen ultime de mitigation conçu pour limiter la pression dans l'enceinte de confinement et pour assurer l'évacuation de chaleur de l'enceinte et de l'IRWST en cas de défaillance des systèmes de sauvegarde. Le système EVU contribue à minimiser la production d'iode volatil depuis la phase aqueuse dans l'environnement de l'enceinte en injectant une base (soude) dans l'IRWST.

Le système EVU est constitué de deux trains physiquement séparés (2 x 50 % sur le court terme, 2 x 100 % sur le long terme). Chaque train du système EVU est constitué :

- d'une ligne dédiée d'aspiration dans l'IRWST ;
- d'une pompe et d'un échangeur ;
- d'un système d'aspersion du dôme débouchant sur une rampe circulaire équipée de buses d'aspersion ayant pour mission de diminuer la pression et la température dans l'enceinte de confinement ;
- d'un système de refroidissement de la zone d'étalement du corium permettant un noyage passif ou actif de cette zone, la recirculation de l'eau et l'extraction de la chaleur résiduelle de l'enceinte de confinement via les échangeurs EVU (qui sont refroidis par le système SRU).

Les trains EVU et leurs chaînes de refroidissement dédiées sont alimentés par des trains électriques indépendants secourus par les diesels d'ultime secours.

Le réservoir de stockage de l'eau des piscines (IRWST)

L'IRWST est un réservoir contenant une grande quantité d'eau borée. L'IRWST joue le rôle de réserve d'eau des pompes RIS, EVU et, éventuellement, RCV (circuit de contrôle volumétrique et chimique du réacteur) et assure le noyage de la zone d'étalement du corium en cas d'accident grave.

Il récupère également l'eau qui peut s'échapper du circuit primaire ou être aspergée dans l'enceinte de confinement en cas d'accident. Des filtres et des dispositifs anti-colmatage assurent la protection des pompes RIS et EVU contre la migration de débris en conditions accidentelles.

Le système de borication de sécurité (RBS)

Il est constitué de deux trains séparés et indépendants, capables d'assurer l'injection à haute pression d'eau borée dans le circuit primaire. Chacun de ces trains se compose d'un réservoir d'eau borée, d'une pompe volumétrique et de deux lignes d'injection dans le circuit primaire.

Le système est alimenté électriquement par des trains indépendants secourus par les diesels ultimes secours. Chaque pompe peut être alimentée par deux divisions électriques.

Le système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur (ASG)

Il est constitué de quatre trains indépendants, assurant chacun l'alimentation en eau d'un générateur de vapeur par un réservoir ASG au moyen d'une pompe. Un barillet permet, si besoin, de mettre en commun la réserve d'eau des quatre trains et un autre barillet permet, si besoin, de mettre en commun l'eau refoulée par une pompe.

Le système est alimenté électriquement par des trains indépendants secourus par les diesels principaux. De plus, deux trains sont également secourus par deux diesels d'ultime secours.

Le système de refroidissement intermédiaire (RRI)

Il est constitué de 4 trains séparés et indépendants, chacun de ces trains ayant un rôle de barrière intermédiaire et d'extraction de chaleur des échangeurs des quatre trains RIS-RA par une boucle fermée de refroidissement équipée d'une pompe et d'un échangeur de chaleur.

La source froide est fournie par le système SEC (eau brute secourue).

Les boucles de refroidissement du RIS-RA sont indépendantes. Deux boucles séparées permettent d'améliorer la fiabilité et l'exploitation pour les autres circuits utilisateurs tels que PTR (traitement et refroidissement de l'eau des piscines) et RCV (contrôle chimique et volumétrique du réacteur).

Le système est alimenté électriquement par des trains indépendants secourus par les générateurs diesel principaux.

Le système d'eau brute secourue (SEC)

Il se compose de quatre trains séparés et indépendants, chacun de ces trains assurant l'extraction de chaleur des échangeurs RRI au moyen d'une pompe.

Le système est alimenté électriquement par des trains indépendants secourus par les diesels principaux.

Le système de traitement et de refroidissement de l'eau des piscines (PTR)

Il est divisé en deux sous-systèmes :

- le système de refroidissement de l'eau de la piscine se compose de deux trains principaux séparés et indépendants, assurant l'extraction de chaleur de la piscine d'entreposage, chaque train étant constitué de deux pompes et d'un échangeur de chaleur. Le système est également doté d'un troisième train, qui comprend une pompe et un échangeur de chaleur, afin d'assurer le secours en cas de perte des deux trains principaux. Les échangeurs des deux trains principaux sont refroidis par le système RRI et celui du troisième train par le système EVU. Le système est alimenté électriquement par des trains indépendants. Les trains principaux sont secourus par les diesels principaux et le troisième train est également secouru par les diesels d'ultime secours ;

- le système de traitement de l'eau de la piscine.

Les mouvements d'eau entre l'IRWST, la piscine réacteur et les compartiments transfert BK et chargement du château de plomb sont assurés en partie par le système PTR (une partie étant aussi assurée par le RIS).

Circuit de vapeur principal (VVP) / Circuit de décharge à l'atmosphère (VDA)

Les circuits VVP / VDA ont pour fonction :

- de fournir la vapeur principale à la turbine et aux autres utilisateurs de vapeur principale en salle des machines en fonctionnement normal ;
- de participer à l'extraction de la puissance résiduelle vers le condenseur (s'il est disponible) ou vers l'atmosphère en phase d'arrêt de réacteur ou en situations incidentelles ou accidentelles ;
- d'assurer la protection des générateurs de vapeur contre les surpressions par mise à l'atmosphère de la vapeur en situations incidentelles ou accidentelles ;
- de refroidir le primaire jusqu'à l'atteinte de la pression d'injection du RIS MP en cas d'APRP petite brèche ou de RTGV par relâchement de vapeur à l'atmosphère ou vers le condenseur (s'il est disponible) ;
- d'isoler la partie secondaire des générateurs de vapeur en cas d'accidents générant un appel excessif de vapeur ;
- de confiner l'activité en cas de RTGV par isolement des lignes vapeur.

Le circuit VVP est constitué de quatre trains identiques comportant notamment une vanne d'isolement de vapeur principale, un train de décharge à l'atmosphère constitué d'une vanne de décharge et d'une vanne d'isolement (système VDA), deux soupapes de sécurité.

Le poste d'alimentation électrique a pour mission de fournir la puissance appelée par tous les systèmes auxiliaires requis dans les différentes phases d'exploitation de Flamanville 3.

Il se compose de deux parties :

- les sources externes d'alimentation électrique :
 - la source principale (400 kV), utilisée pour l'évacuation de puissance électrique produite, le démarrage, le passage à l'arrêt normal et le repli du réacteur en conditions accidentelles,
 - la source auxiliaire, utilisée pour replier le réacteur en cas de perte simultanée de la source principale et de l'alternateur ;
- les sources internes : quatre générateurs diesels principaux et deux générateurs diesels d'ultime secours (SBO).

La station de pompage est composée de quatre voies de filtration :

- deux voies centrales, équipées chacune de quatre pertuis de préfiltration et d'un tambour filtrant, pour la filtration combinée SEC/CRF ;
- deux voies latérales, équipées chacune d'un pertuis de préfiltration et d'un filtre à chaîne, pour la filtration combinée SEC/SEN.

Le système de filtration (CFI) fournit principalement l'eau :

- au système SEC pour le refroidissement du RRI ;
- au système CRF pour le refroidissement du condenseur ;
- au système SEN pour le refroidissement des auxiliaires de la salle des machines ;

- au système SRU pour le refroidissement des deux files EVU et de la troisième file PTR. Les pompes SRU peuvent puiser dans deux voies de filtration différentes et en dernier recours dans le bassin de rejet de tranche.

Principales anomalies liées aux opérations de construction du génie civil

Anomalies lors d'activités de bétonnage et de ferrailage

En 2008, une succession d'anomalies constatées lors des opérations de bétonnage et de ferrailage a conduit l'ASN à imposer à EDF, le 26 mai 2008, de suspendre les opérations de coulage de béton des ouvrages importants pour la sûreté.

Ainsi, début 2008, des fissures ont été détectées à la suite de la coulée d'un bloc de béton composant le [radier](#) de l'îlot nucléaire. Ce radier est coulé en deux plots superposés.

Ces fissures résultaient de deux phénomènes :

- le béton s'est retiré lors de son durcissement ;
- des ferrailages devant normalement être présents en partie supérieure d'un des plots, afin de réduire les fissures et de diminuer leur largeur, étaient absents.

EDF a traité cette anomalie en injectant une résine sous pression dans les fissures et démontré l'absence d'incidence sur la résistance mécanique du radier. Après avis de l'IRSN, l'ASN a considéré, par lettre [61], que la solution proposée par EDF était acceptable.

Ultérieurement, après le bétonnage du radier de certains bâtiments des systèmes de sauvegarde, EDF a détecté l'absence de certains ferrailages mais a conclu à l'absence d'incidence sur la tenue mécanique de l'ouvrage, compte tenu des marges retenues à la conception. En réponse à une demande de l'ASN [62], EDF a décidé de percer le radier afin d'ajouter les ferrailages manquants.

Cette succession d'anomalies et les constats dressés lors des inspections de l'ASN ont mis en évidence un manque de rigueur de l'exploitant et des sous-traitants pour ces activités de ferrailage et de bétonnage. Après analyse du plan d'action établi par EDF, l'ASN a autorisé la reprise de ces activités le 17 juin 2008.

Les inspections menées par la suite par l'ASN ont permis d'observer une amélioration notable de la qualité des réalisations et de la surveillance par EDF des activités de ferrailage et de bétonnage.

Fabrication du liner d'enceinte interne du bâtiment réacteur

La face interne de l'enceinte de confinement du bâtiment réacteur est revêtue d'un liner métallique assurant l'étanchéité de l'enceinte interne en conditions normales d'exploitation et en conditions accidentelles. Ce liner a été assemblé sur site par soudage de rondeaux d'acier.

Les inspections menées en 2008 sur la fabrication du liner ont mis en évidence un nombre important d'écarts de soudage. Ces écarts étaient de natures et d'origines assez diverses : des écarts organisationnels ou documentaires (défaut de qualification de l'atelier de soudage, mode opératoire de soudage non conforme, etc) et des écarts de qualité du produit fini (près d'un quart de la bassine du liner a été rebuté en raison de contrôles défavorables).

Entre 2008 et 2011, EDF a mis en œuvre un « plan d'actions soudage » impliquant différentes mesures correctrices comme l'optimisation du procédé de soudage sur maquettes, la mise en place de protections renforcées contre les intempéries, un renforcement de l'entraînement et un suivi individualisé des soudeurs. L'ASN a soumis ce plan d'actions à un contrôle renforcé, qui a permis de considérer en 2011 que la fabrication du liner était globalement maîtrisée.

Méthodes de bétonnage des piscines des bâtiments réacteur et combustible

À partir de 2011, la conjonction de différents facteurs défavorables (notamment la forte densité de ferrailage et la hauteur excessive de levées de bétonnage) a empêché l'écoulement uniforme du béton dans les coffrages. Il en a résulté des défauts de bétonnage sur plusieurs ouvrages de l'îlot nucléaire, en particulier des nids de cailloux et des cavités au niveau des voiles de piscines.

À la suite de ces constats, EDF a réparé les nids de cailloux par cure et application d'un micro-béton. Les cavités ont été inventoriées par méthode acoustique et comblées par injection de coulis. D'autre part, un plan d'actions « bétonnages complexes » a été mis en place pour prévenir le renouvellement de ces phénomènes. Ces mesures ont été suivies par l'ASN au travers de nombreuses inspections et réunions techniques, et en 2012, l'ASN a estimé qu'EDF avait réalisé des progrès notables dans la conduite de ces bétonnages complexes.

Traitement des reprises de bétonnage

En 2009, l'ASN a constaté à plusieurs occasions des reprises de bétonnage dont la rugosité n'était pas satisfaisante et dont le traitement ne respectait pas les conditions prévues dans le référentiel défini par EDF (code ETC-C). De plus, à la suite d'une inspection, l'ASN a interrogé EDF en août 2009 sur l'utilisation d'un produit chimique (retardateur) qui n'était pas spécifiquement destiné au traitement des reprises de bétonnage. Parallèlement, l'ASN a demandé à EDF d'analyser de manière plus approfondis les méthodes de traitement des reprises de bétonnage.

EDF a réalisé plusieurs essais réels sur les traitements des reprises de bétonnage, qui ont confirmé que les produits chimiques de traitement des reprises de bétonnages utilisés sur le chantier à la place de ceux préconisés par l'ETC-C permettent d'obtenir des structures en béton présentant un comportement mécanique satisfaisant, dès lors qu'ils sont appliqués conformément aux règles de l'art. L'ASN partage cette conclusion.

Précontrainte

L'enceinte interne du bâtiment réacteur est réalisée en béton armé précontraint. Pour atteindre l'état de précontrainte attendu de l'enceinte interne, quatre étapes sont nécessaires :

- installation de gaines avant la réalisation du bétonnage ;
- enfilage des câbles dans les gaines après bétonnage (un câble étant lui-même composé de 54 torons) ;
- mise en tension des câbles de manière à appliquer sur le béton une force de compression qui s'opposerait à une éventuelle surpression interne ;
- injection d'un coulis dans la gaine contenant le câble.

Anomalies de positionnement des gaines de précontrainte

De 2009 à 2011, de nombreuses anomalies de positionnement des gaines de précontrainte ont été constatées sur le chantier. Il a aussi été constaté qu'une gaine avait été écrasée, probablement lors de la mise en place d'une platine préscellée adjacente. Les conséquences redoutées de ces anomalies sont le percement des gaines. Ces anomalies de positionnement des gaines ont conduit l'ASN à suspendre les activités de bétonnage de l'enceinte interne [76]. Des demandes ont alors été formulées en vue de la définition d'un plan d'action visant à empêcher le renouvellement de ces écarts. Après avoir vérifié la prise en compte de ses demandes, l'ASN a donné son accord à la reprise des activités.

Sur les levées de béton suivantes, l'ASN a mené des inspections qui n'ont pas mis en exergue d'autres anomalies de positionnement des gaines de précontrainte. Par ailleurs, pour réparer la gaine écrasée, EDF a procédé à un chemisage de la gaine par un robot.

Manque de coulis injecté dans la gaine d'un câble de précontrainte horizontal – juillet 2014

Lors de la fin de l'opération d'injection de coulis pour un câble horizontal, un coulis résiduel a été injecté avec de l'eau sous pression, conduisant à la présence d'eau dans la gaine du câble. Le risque encouru à long terme par l'exposition à l'eau ou à l'air des torons mal enrobés est la corrosion qui pourrait conduire à des ruptures de torons, donc une perte d'efficacité de la précontrainte.

EDF a fait mettre en œuvre une protection anticorrosion temporaire (graisse), a analysé l'écart et réinjecté du coulis. EDF a justifié la conformité de l'enceinte par rapport aux exigences de sûreté malgré cet aléa et a réalisé une étude d'impact.

À la suite de cette anomalie, EDF a arrêté les activités d'injection en l'attente de la définition et de la mise en œuvre des actions correctives et préventives nécessaires. Les inspections menées par l'ASN ont montré que ces actions étaient appliquées.

Absence d'un mors sur un toron et d'une clavette sur un mors d'un second toron d'un câble de précontrainte gamma – février 2015

Pour assurer la précontrainte de l'enceinte interne, en plus des câbles horizontaux, des câbles verticaux et des câbles gamma (inclinés) sont nécessaires. Les torons du câble, une fois mis sous tension, sont bloqués par une pièce métallique appelée mors. À la suite de difficultés lors de la mise en tension d'un câble gamma, EDF a constaté l'absence d'un mors sur un toron et l'absence d'une clavette sur un mors d'un second toron, ce qui ne permettait pas d'atteindre la tension recherchée.

EDF a décidé d'arrêter les activités de mise en tension afin d'analyser l'anomalie et de définir et mettre en œuvre les actions correctives et préventives nécessaires, au-delà de la seule remise en tension du câble concerné. L'ASN a renforcé son contrôle de l'activité de mise en précontrainte, notamment en termes d'inspections.

Les actions préventives et correctives mises en œuvre à la suite de ces écarts ou événements significatifs ont permis de conforter la maîtrise des opérations de construction du génie civil de l'enceinte, sous le contrôle de l'ASN. La vérification finale et ultime de la conformité de l'enceinte a été réalisée au travers de l'épreuve de l'enceinte et des éléments justificatifs apportés en amont.

Principales anomalies liées à la fabrication et à l'installation des matériels

Les principales anomalies rencontrées relatives aux équipements sous pression nucléaires sont décrites au paragraphe 5.1.3 de ce rapport.

Lors d'une inspection fin 2011, l'ASN a relevé sur le chantier la réalisation de réparations de soudures des consoles du pont polaire du bâtiment réacteur (structure mécanosoudée de supportage des rails de roulement

du pont) à la suite de la détection de défauts surfaciques sur les soudures. Interrogée par l'ASN sur la qualité de ces soudures, EDF a entrepris un programme de contrôle qui a mis en exergue des défauts significatifs dans le volume des soudures. EDF a alors pris la décision de concevoir et de fabriquer de nouvelles consoles, ce qui a occasionné une interruption de la construction du bâtiment réacteur pendant une longue période. Les causes profondes de cet événement sont la conception de ces structures sans prendre en compte suffisamment les contraintes de fabrication, une préparation insuffisante des soudeurs, des soudures complexes ainsi qu'un contrôle des soudures inefficace. Cet événement a conduit à des contrôles contradictoires de soudures réalisées selon le même procédé de soudage sur certains autres équipements de levage. Ces soudures ont nécessité des réparations en nombre limité.

Annexe 6 : Liste des avis des groupes permanents d'experts recueillis dans le cadre de l'instruction du DAC et de la mise en service du réacteur

Les documents supports ayant servis aux consultations des groupes permanents d'experts (lettre de saisine, rapport de l'IRSN, rapport de l'ASN) ainsi que les documents résultants de ces consultations (avis des groupes permanents d'experts, prise de position de l'ASN) sont disponibles sur le site [Internet de l'ASN](#).

Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires (GPR)

| Dates des séances du groupe permanent | Objet de la séance |
|---|---|
| 1 ^{er} décembre 2005 | Réacteurs nucléaires à eau sous pression - Projet EPR - Flamanville 3 - Etudes de conception du projet de réacteur EPR |
| 18 juin 2009 | Réacteurs nucléaires à eau sous pression - Projet EPR - Flamanville 3 - Architecture générale du contrôle-commande et des plateformes associées |
| 16 juin 2011 | Architecture du contrôle commande du réacteur EPR Flamanville 3 et des plateformes associées |
| 13 et 20 décembre 2012 | Examen des dispositions matérielles et organisationnelles proposées par EDF à la suite des ECS pour faire face à des situations extrêmes non retenues actuellement dans le référentiel de sûreté, pour les réacteurs en exploitation et en construction |
| 30 janvier 2014 | Études probabilistes de sûreté de niveau 1 (défaillances internes et agressions) |
| 29 avril 2014 | Démarche de classement de sûreté et déclinaison |
| 18 juin 2015 | Moyens organisationnels, humains et techniques pour la conduite du réacteur EPR |
| 15 octobre 2015 | Accidents graves, conséquences radiologiques et EPS2 |
| 28 janvier et 10 février 2016 | Agressions externes extrêmes retenues pour le « noyau dur » des réacteurs à eau sous pression d'EDF en construction ou en exploitation |
| 30 et 31 mars 2016 | Manutention et entreposage du combustible dans le bâtiment du combustible |
| 30 juin et 1 ^{er} juillet 2016 | Études d'accident PCC, RRC-A et conséquences radiologiques |
| 14 et 15 décembre 2016 | Systèmes et agressions |
| 4 et 5 juillet 2018 | Rapport de sûreté |
| 12 juillet 2022 (Information aux groupes permanents) | Avancement des instructions en vue de la prise de position de l'ASN relative à la mise en service du réacteur EPR de Flamanville |

Groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires (GP ESPN)

| Dates des séances du groupe permanent | Objet de la séance |
|---------------------------------------|--|
| 2 juillet 2003 * | Virole porte tubulure de la cuve EPR |
| 17 décembre 2004 * | Examen des choix de conception du pressuriseur du réacteur EPR |
| 26 avril 2005 * | Examen des choix de conception de l'enceinte des mécanismes de commande de grappes du réacteur EPR |
| 21 juin 2005 * | Examen de la démonstration d'exclusion de rupture des tuyauteries primaires et secondaires principales du réacteur EPR |
| 13 décembre 2005 * | Examen des choix de conception du générateur de vapeur du réacteur EPR |
| 5 janvier 2006 * | Examen des choix de conception de la virole porte-tubulures et du couvercle de la cuve EPR |
| 14 septembre 2011 | Opérations de réparations du couvercle de la cuve destinée au réacteur EPR de Flamanville 3 |
| 23 novembre 2011 | Non-respect de caractéristiques mécaniques fixées par l'arrêté ESPN pour certains composants destinés à l'EPR de Flamanville 3 ou de générateurs de vapeur de remplacement |
| 30 septembre 2015 | Analyse de la démarche proposée par AREVA pour justifier de la ténacité suffisante des calottes du fond et du couvercle de la cuve de l'EPR de Flamanville 3 |
| 24 juin 2016 | Présentation de l'avancement de la démarche d'AREVA pour justifier la ténacité suffisante des calottes de la cuve de l'EPR de Flamanville 3 |
| 26 et 27 juin 2017 | Analyse des conséquences de l'anomalie des calottes de la cuve du réacteur EPR de Flamanville sur leur aptitude au service |
| 9 et 10 avril 2019 | Démarche proposée par EDF concernant le traitement des écarts affectant les soudures des lignes vapeur principales en exclusion de rupture du réacteur EPR de Flamanville 3 |
| 6 juin 2019 | Démarche de traitement des écarts affectant certaines soudures des lignes vapeur principales en exclusion de rupture du réacteur EPR de Flamanville - Suite du GP du 9 avril |
| 30 novembre 2022 | 1 ^{er} groupe permanent de clôture des sujets ESPN réacteur EPR |
| 20 et 21 juin 2023 | 2 ^{ème} groupe permanent de clôture des sujets ESPN réacteur EPR |

* Avant 2009 se réunissait la Sections Permanentes pour le Nucléaire (SPN) de la Commission Centrale des Appareils à Pression, précurseur des GP ESPN.

Annexe 7 : Liste des avis de l'IRSN recueillis dans le cadre de l'instruction du DAC et de la mise en service du réacteur

Les avis de l'IRSN sont disponibles sur le site [Internet](#) de l'IRSN.

Année 2024

- Analyse du bilan des essais de démarrage de janvier 2022 et de la suffisance des requalifications des modifications et des interventions intrusives : [Avis IRSN N° 2024-00011](#)
- Analyse des modifications temporaires des règles générales d'exploitation lors des essais de premier démarrage (essais BAS 108) : [Avis IRSN N° 2024-00023](#)
- Analyse du bilan des essais de fonctionnement des groupes électrogènes de secours (« diesels principaux ») et d'ultime secours du réacteur EPR de Flamanville : [Avis IRSN N° 2024-00027](#)
- Analyse du bilan des essais de démarrage de janvier 2022 et de la suffisance des requalifications des modifications et des interventions intrusives : [Avis IRSN N° 2024-00011](#)

Année 2023

- Expertise du dossier de prise en compte du retour d'expérience des premiers EPR relatif au combustible pour la mise en service du réacteur EPR de Flamanville 3 : [Avis IRSN N° 2023-00010](#)
- Analyse des bilans de puissance des groupes électrogènes principaux et des groupes électrogènes d'ultime secours : [Avis IRSN N° 2023-00021](#)
- Instruction complémentaire relative à la thématique incendie dans le cadre de la demande de mise en service de l'EPR de Flamanville : [Avis IRSN N° 2023-00045](#)
- Essai d'endurance des groupes électrogènes de secours principaux avec un critère de sûreté non respecté : [Avis IRSN N° 2023-00064](#)
- Stratification dans les lignes auxiliaires des systèmes RCV et ASG : [Avis IRSN N° 2023-00075](#)
- Examen des résultats des contrôles non destructifs des soudures SET-IN et TOCE des tuyauteries du circuit primaire principal classés en indications parasites : [Avis IRSN N° 2023-00087](#)
- Système de protection – Suite de l'examen de l'application du processus de développement à la version de mise en service : [Avis IRSN N° 2023-00094](#)
- Analyse des modifications temporaires des spécifications techniques d'exploitation lors des essais de premier démarrage : [Avis IRSN N° 2023-00097](#)
- Examen des dispositifs de filtration de l'eau borée lors du fonctionnement des systèmes d'injection de sécurité et d'évacuation ultime de la chaleur de l'enceinte en vue de la mise en service : [Avis IRSN N° 2023-00098](#)
- Soupapes de sûreté pilotées du pressuriseur : [Avis IRSN N° 2023-00108](#)
- Spécifications techniques d'exploitation - Essais physiques : [Avis IRSN N° 2023-00109](#)
- REX des fluctuations de flux neutronique : [Avis IRSN N° 2023-00112](#)
- Spécifications techniques d'exploitation (STE) – Valorisation de l'appoint ultime gravitaire par le bassin nord SEA dans le cadre de la justification de l'élimination pratique de la situation de fusion du combustible dans la piscine du BK : [Avis IRSN N° 2023-00124](#)

- Risque d'explosion interne au système de traitement des effluents gazeux et au risque de dilution homogène à la suite de la rupture d'un tube d'échangeur RIS-RA : [Avis IRSN N° 2023-00138](#)
- Corrosion du gainage en alliage M5 des assemblages de combustible : [Avis IRSN N° 2023-00151](#)
- Analyse des modifications temporaires des règles générales d'exploitation lors des essais de premier démarrage : [Avis IRSN N° 2023-00164](#)

Année 2022

- Processus de développement du système de protection - Examen du plan qualité système applicable à la version de mise en service : [Avis IRSN 2022-00010](#)
- Caractérisation thermique des soudures de traversées VVP traitées par induction et programme d'essais mécaniques associé : [Avis IRSN 2022-00011](#)
- Réacteurs électronucléaires – Démonstration de sûreté et suffisance du programme d'essais physiques : [Avis IRSN 2022-00083](#)
- Vibration de la ligne d'expansion du pressuriseur – Examen du dossier de justification de l'ajout d'un amortisseur dynamique (TMD) : [Avis IRSN 2022-00094](#)
- Démonstration de la sûreté de la piscine d'entreposage des assemblages de combustible : [Avis IRSN 2022-00107](#)
- Examen du traitement apporté par EDF à l'écart de sous-performance des échangeurs RRI/SEC : [Avis IRSN 2022-00108](#)
- Examen des dispositifs de filtration de l'eau borée lors du fonctionnement des systèmes d'injection de sécurité et d'évacuation ultime de la chaleur de l'enceinte : [Avis IRSN 2022-00118](#)
- Analyse d'un troisième ensemble d'éléments transmis par EDF à la suite de la réunion du GPR « Examen du rapport de sûreté EPR de Flamanville » des 4 et 5 juillet 2018 : [Avis IRSN 2022-00130](#)
- Analyse du bilan des essais de démarrage du réacteur de juin 2020 et de la note des essais à chaud d'avril 2021 : [Avis IRSN 2022-00133](#)
- Soupapes de sûreté pilotées du pressuriseur : [Avis IRSN 2022-00134](#)
- Impact du traitement thermique de détensionnement sur le vieillissement sous déformation d'un matériau d'apport utilisé pour les soudures des circuits secondaires principaux : [Avis IRSN 2022-00141](#)
- Analyse de l'étude des causes et conséquences des vibrations affectant les groupes motopompes primaires : [Avis IRSN 2022-00142](#)
- Examen du dossier de transposition des essais relatifs au comportement vibratoire des internes de cuve prévus uniquement sur la tête de série EPR : [Avis IRSN 2022-00150](#)
- Démonstration de sûreté et suffisance du programme d'essais physiques - Retour d'expérience des premiers EPR mis en service : [Avis IRSN 2022-00154](#)
- Écart de réalisation du traitement thermique de détensionnement des soudures des circuits secondaires principaux. Cas des géométries complexes : [Avis IRSN 2022-00157](#)
- Évaluation de la contrôlabilité ultrasonore des soudures set-in : [Avis IRSN 2022-00169](#)
- Examen du traitement apporté par EDF à l'écart de sous-performance des échangeurs RRI/SEC – Faisabilité de la modification pérenne : [Avis IRSN 2022-00182](#)

- Analyse d'un deuxième ensemble d'éléments transmis par EDF à la suite d'expertises relatives à la qualification aux conditions accidentelles des équipements : [Avis IRSN 2022-00196](#)
- Réacteur EPR de Flamanville – Règles générales d'exploitation – Chapitre VI – Expertise des stratégies de conduite dans les états non fermés du circuit primaire : [Avis IRSN N° 2022-00199](#)
- Réacteur EPR de Flamanville - Complément de caractérisation d'un matériau d'apport utilisé pour les soudures des circuits secondaires principaux : [Avis IRSN N° 2022-00201](#)
- EPR de Flamanville - Traitement de l'écart sur les soudures « set-in » par l'installation de colliers de maintien : [Avis IRSN N° 2022-00222](#)
- EDF – EPR de Flamanville – INB 167 : Système de protection – Examen de l'application du processus de développement à la version de mise en service : [Avis IRSN N° 2022-00230](#)

Année 2021

- Spécifications chimiques : [Avis IRSN 2021-00010](#)
- Caractéristiques du matériau d'apport d'une électrode enrobée utilisée pour les soudures des circuits secondaires principaux : [Avis IRSN 2021-00040](#)
- Expertise des stratégies de conduite prévues en cas de perte de la fonction de refroidissement du réacteur à l'arrêt dans les états fermés du circuit primaire : [Avis IRSN 2021-00053](#)
- Analyse d'un deuxième ensemble d'éléments transmis par EDF à la suite de la réunion du GPR « Examen du rapport de sûreté EPR de Flamanville » : [Avis IRSN 2021-00078](#)
- Ecart de réalisation du traitement thermique de détensionnement des soudures des circuits secondaires principaux – cas des géométries simples : [Avis IRSN 2021-00103](#)
- Expertise des spécifications techniques d'exploitation (STE) : [Avis IRSN 2021-00120](#)
- Analyse de la stratégie de conservation longue durée des équipements du réacteur EPR de Flamanville : [Avis IRSN 2021-00130](#)
- Analyse du bilan des essais de démarrage du réacteur : [Avis IRSN 2021-00158](#)

Année 2020

- Contrôle du traitement des écarts découverts lors de la réalisation des essais de redémarrage pour la mise en service partielle : [Avis IRSN 2020-00034](#)
- Analyse des suites du GP RDS en vue de la mise en service du réacteur EPR FA3 : [Avis IRSN 2020-00037](#)
- Caractérisation du Vieillissement sous déformation des métaux d'apport EMK35Cr et TENACITO-R : [Avis IRSN 2020-00088](#)
- Instruction du chapitre VI des RGE - RTGV et Pertes LH : [Avis IRSN 2020-00109](#)
- Méthodologie de qualification des équipements aux conditions d'accident grave : [Avis IRSN 2020-00122](#)
- Qualification aux conditions accidentelles des équipements électriques : [Avis IRSN 2020-00141](#)
- Impact du REX du premier EPR sur la modélisation du cœur et sur la validation des outils de calcul scientifique : [Avis IRSN 2020-00167](#)
- Réparations et remises en conformité des soudures des tuyauteries de vapeur principales : [Avis IRSN 2020-00180](#)

Année 2019

- Exigences d'exclusion de rupture et défauts non détectés lors des contrôles de fin de fabrication : [Avis IRSN 2019-00057](#)
- Examen de notes de synthèse de qualification pour un second lot d'équipements mécaniques : [Avis IRSN 2019-00106](#)
- Qualification aux conditions accidentelles des équipements : [Avis IRSN 2019-00180](#)

Année 2018

- Examen de la qualification fonctionnelle renforcée des composants électriques programmés réalisant des fonctions de sûreté classées F1 : [Avis IRSN 2018-00026](#)
- Soupapes de sûreté pilotées du pressuriseur : [Avis IRSN 2018-00029](#)
- Épreuve de réception initiale de l'enceinte de confinement du réacteur : [Avis IRSN 2018-00050](#)
- Spectres de plancher : [Avis IRSN 2018-00070](#)
- Branches primaires en acier inoxydable austénitique - Caractérisation de l'impact des survitesses sur les résultats des essais de traction : [Avis IRSN 2018-00077](#)
- Surveillance de la qualité de réalisation des systèmes et équipements mécaniques redevables d'un classement de sûreté : [Avis IRSN 2018-00099](#)
- Études thermohydrauliques de surpressions primaires et secondaires : [Avis IRSN 2018-00103](#)
- Stratégies de conduite en accident grave (OSSA FA3) : [Avis IRSN 2018-00129](#)
- Examen du rapport de sûreté en vue de l'autorisation de mise en service : [Avis IRSN 2018-00167](#)
- Méthodologie de qualification des équipements aux conditions d'accident grave : [Avis IRSN 2018-00197](#)
- Règles générales d'exploitation - Chapitre VI : [Avis IRSN 2018-00199](#)
- Instruction de notes de synthèse de qualification et de programmes particuliers de qualification pour un troisième lot d'équipements électriques : [Avis IRSN 2018-00203](#)
- Exhaustivité et suffisance des essais de démarrage du réacteur : [Avis IRSN 2018-00208](#)
- Examen manuel par ultrasons des soudures des lignes VVP en exclusion de rupture : [Avis IRSN 2018-00273](#)
- Examen automatique par ultrasons des soudures des lignes VVP en exclusion de rupture : [Avis IRSN 2018-00301](#)
- Examen de notes de synthèse de qualification pour un premier lot d'équipements mécaniques : [Avis IRSN 2018-0032](#)

Année 2017

- Exhaustivité et suffisance des essais de démarrage du réacteur : [Avis IRSN 2017-00335](#)
- Instruction des règles générales d'exploitation - Chapitre VII « Conduite en accidents graves » : [Avis IRSN 2017-00339](#)
- Examen de la qualification d'un deuxième lot d'équipements électriques : [Avis IRSN 2017-00375](#)

- Rapport commun IRSN-ASN DEP du 15 juin 2017 « [Analyse des conséquences de l'anomalie des calottes de la cuve du réacteur EPR de Flamanville sur leur aptitude au service](#) »
- Instruction des règles générales d'exploitation - Chapitre VIII « Maintenance » : [Avis IRSN 2017-00181](#)
- Partie 3 de l'ETC-C : « Epreuve d'étanchéité, test de résistance et auscultation de l'enceinte interne » : [Avis IRSN 2017-00093](#)
- Instruction des règles générales d'exploitation : [Avis IRSN 2017-00060](#)
- Programmes d'essais de démarrage des systèmes LH/LG et des pseudo-systèmes BAS, COC et PDS : [Avis IRSN 2017-00025](#)
- Programme d'essais de démarrage du système de protection du réacteur (RPR) : [Avis IRSN 2017-00013](#)

Année 2016

- Conception des systèmes de sûreté et protection de l'installation contre les effets des agressions internes et externes : [Avis IRSN 2016-00386](#)
- Démarche de conception et de validation pour la réalisation du contrôle-commande des cellules des tableaux électriques (cellules PACS) : [Avis IRSN 2016-00370](#)
- Méthodologie de qualification des équipements aux conditions accidentelles, hors accident grave : Avis IRSN 2016-00342 et caractère suffisant des essais relatifs au comportement vibratoire des internes de cuve prévu uniquement sur la tête de série EPR : [Avis IRSN 2016-00318](#)
- Examen de la qualification d'un premier lot d'équipements électriques : [Avis IRSN 2016-00247](#)
- Examen des études d'accidents : [Avis IRSN 2016-00217](#)
- Démarche d'étude de la phase moyen terme de l'accident d'éjection de grappe : [Avis IRSN 2016-000202](#)
- Rupture de tuyauterie vapeur - MTC 3D et démarche d'étude : [Avis IRSN 2016-00203](#)
- Sûreté de l'entreposage et de la manutention du combustible : [Avis IRSN 2016-00091](#)

Année 2015

- Accidents graves et étude probabiliste de sûreté de niveau 2 pour le réacteur EPR de Flamanville : [Synthèse du rapport IRSN](#) support à la séance du groupe permanent des réacteurs nucléaires du 15 octobre 2015
- Analyse de l'organisation et les moyens humains et techniques prévus par EDF pour la conduite du réacteur de l'EPR Flamanville 3 (EPR-FA3) : [Synthèse du rapport IRSN](#) support à la séance du groupe permanent des réacteurs nucléaires du 18 juin 2015
- Analyse de la démarche proposée par AREVA pour justifier de la ténacité suffisante des calottes du fond et du couvercle de la cuve de l'EPR Flamanville 3 : [Rapport commun ASN DEP - IRSN](#) numéros ASN DEP-2015-037971 ou IRSN-2015-00010
- Qualification technique des calottes du couvercle et du corps de la cuve du réacteur EPR de Flamanville : [Avis IRSN 2015-00118](#)
- Recevabilité du rapport de sûreté et des règles générales d'exploitation transmis dans le cadre de la demande d'autorisation de mise en service du réacteur EPR de Flamanville : [Avis IRSN 2015-00122](#)
- Exhaustivité et suffisance des essais de démarrage du réacteur : [Avis IRSN 2015-00247](#)
- Conception détaillée des systèmes – Système ASG : [Avis IRSN 2015-00201](#)

Année 2014

- Conception détaillée des systèmes - Système d'injection de sécurité et de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RIS-RA) du réacteur EPR de Flamanville : [Avis IRSN-2014-00392](#)
- Évaluation, en cas d'accident, des pressions et des températures dans l'enceinte de confinement du réacteur EPR de Flamanville : [Avis IRSN 2014-00403](#)
- Règles d'études des transitoires incidentels et accidentels du réacteur EPR de Flamanville : [Avis IRSN 2014-00389](#)
- Analyse de la méthodologie de calcul des doses intégrées par les équipements lors d'un accident avec ou sans fusion du cœur pour tous les réacteurs du parc en exploitation et le réacteur EPR de Flamanville : [Avis IRSN 2014-00249](#)
- Démarche d'étude de la dilution hétérogène inhérente du réacteur EPR de Flamanville : [Avis IRSN 2014-00105](#)
- Règles d'études d'accidents du réacteur EPR de Flamanville : [Avis IRSN 2014-00239](#)
- Analyse de la conception des diesels d'ultime secours (SBO) du réacteur EPR de Flamanville : [Avis IRSN 2014-00265](#)
- Analyse de la conception des diesels principaux du réacteur EPR de Flamanville : [Avis IRSN 2014-00284](#)
- Analyse de l'étude probabiliste de sûreté de niveau 2 du réacteur EPR de Flamanville : [Avis IRSN 2014-00061](#)
- Analyse de la conception et du dimensionnement de la distribution électrique du réacteur EPR de Flamanville : [Avis IRSN 2014-00021](#)
- Démarche de classement de sûreté du réacteur EPR de Flamanville : [Synthèse Rapport IRSN classement de sûreté EPR](#)
- Etudes probabilistes de sûreté de niveau 1 du réacteur EPR Flamanville 3 : [Synthèse Rapport EPS1](#)
- Réacteur EPR Flamanville 3 - Système de protection : [Avis IRSN 2014-00240](#)

Année 2013

- Système d'évacuation ultime de la puissance résiduelle du réacteur EPR de Flamanville : [Avis IRSN 2013-00471](#)
- Analyse de la diversification entre les groupes électrogènes principaux et d'ultime secours du réacteur EPR de Flamanville : [Avis IRSN 2013-00474](#)
- Analyse de la conception du système de ventilation des locaux diesels du réacteur EPR de Flamanville : [Avis IRSN 2013-00094](#)

Année 2012

- Analyse de la conception du système de borication de sécurité (RBS) du réacteur EPR de Flamanville : [Avis IRSN 2012-00569](#)
- Etude probabiliste « long terme » des situations de vents extrêmes pour le réacteur EPR de Flamanville : [Avis IRSN 2012-00543](#)
- Analyse de la conception d'ensemble de la paroi de l'enceinte interne du réacteur EPR de Flamanville : [Avis IRSN 2012-00310](#)

- Analyse du dimensionnement du bâtiment des combustibles du réacteur EPR de Flamanville : [Avis IRSN 2012-00473](#)
- Etudes détaillées d'optimisation de la radioprotection réalisées par EDF à la conception du réacteur EPR de Flamanville : [Avis IRSN 2012-00359](#)
- Principes de conduite du réacteur EPR de Flamanville 3 en cas d'accident grave : [Avis IRSN 2012-00110](#)
- Optimisation des activités prévues dans le bâtiment du réacteur, réacteur en fonctionnement et vérification du dimensionnement des protections : [Avis IRSN 2012-00248](#)

Année 2011

- Analyse de la conception des internes de cuve du réacteur EPR de Flamanville : [Avis IRSN 2011-020](#)
- Définition des termes sources utilisés et la méthodologie d'évaluation des termes sources pour l'EPR Flamanville 3 : [Avis IRSN 2011-00051](#)
- Corrélations de flux critique dans les études de conception EPR : [Avis IRSN 2011-00066](#)
- Analyse de l'architecture et des plateformes du contrôle-commande de l'EPR de Flamanville 3 : [Analyse IRSN architecture et plateformes contrôle-commande EPR](#)
- Evaluations complémentaires de sûreté post-Fukushima : comportement des installations nucléaires françaises en cas de situations extrêmes et pertinence des propositions d'améliorations : [Rapport IRSN ECS](#)
- Méthode totalement couplée 3D (MTC 3D) d'étude des transitoires de rupture de tuyauterie vapeur sur le réacteur EPR de Flamanville 3 : [Avis IRSN 2011-0161](#)

Année 2010

- Démonstration de sûreté de la plateforme SPPA-T2000 : [Avis IRSN DSR 2010-00152](#)

Année 2009

- Conséquences radiologiques des accidents, hors accidents avec fusion du cœur, susceptibles de survenir sur les réacteurs nucléaires à eau sous pression du parc en exploitation et sur EPR : [Synthèse du rapport IRSN sur les « Conséquences radiologiques accidents \(hors fusion du cœur\) »](#) support à la séance du groupe permanent des réacteurs nucléaires du 25 juin 2009
- Architecture et les plateformes du contrôle-commande du réacteur EPR en construction sur le site de Flamanville : [Synthèse du rapport IRSN Architecture et plateformes contrôle-commande](#) support à la séance du groupe permanent des réacteurs nucléaires du 18 juin 2009

Année 2008

- Démarche d'optimisation de la radioprotection mise en œuvre par EDF à la conception du réacteur EPR de Flamanville : [Avis IRSN DSR 2008-00160](#)