ASNR Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection

RAPPORT D'INSTRUCTION

1er JUILLET 2025

4e RÉEXAMEN PÉRIODIQUE DES RÉACTEURS DE 1300 MWe D'EDF

Bilan de la phase générique

Rapport CODEP-DCN-2025-022156

TABLE DES MATIÈRES

1 SYNTHÈSE 7

2 INTRODUCTION 14

2.1 OBJET DU RAPPORT 14

2.2 CADRE RÉGLEMENTAIRE 14

2.3 PROCESSUS DE RÉEXAMEN PÉRIODIQUE DES RÉACTEURS D'EDF 15

2.4 PHASE GÉNÉRIQUE DU QUATRIÈME RÉEXAMEN PÉRIODIQUE DES RÉACTEURS DE 1300 MWE 16

2.5 PHASE SPÉCIFIQUE DU QUATRIÈME RÉEXAMEN PÉRIODIQUE DES RÉACTEURS DE 1300 MWE 18

2.6 DESCRIPTION DES RÉACTEURS DE 1300 MWE 19

2.6.1 Généralités sur les réacteurs de 1300 MWe 19

2.6.2 Spécificités des réacteurs de 1300 MWe 19

3 PARTICIPATION DU PUBLIC LORS DE LA PHASE GÉNÉRIQUE DU RÉEXAMEN PÉRIODIQUE 22

3.1 ACTIONS MENÉES 22

3.2 PRISE EN COMPTE DES OBSERVATIONS RECUEILLIES AU COURS DE LA CONCERTATION NATIONALE MENÉE EN 2024 24

3.3 PRISE EN COMPTE DES OBSERVATIONS RECUEILLIES AU COURS DE LA CONSULTATION MENÉE PAR L'ASNR SUR LE PROJET DE DÉCISION EN MAI ET JUIN 2025 29

3.4 ASSOCIATION DU PUBLIC APRÈS LA PHASE GÉNÉRIQUE DU RÉEXAMEN 34

4 POSITION DE L'ASNR SUR LA CONFORMITÉ DES INSTALLATIONS ET LA MAÎTRISE DU VIEILLISSEMENT ET DE L'OBSOLESCENCE 35

4.1 VÉRIFICATION DE LA CONFORMITÉ 35

4.1.1 Objectifs spécifiques du réexamen 35

4.1.2 Synthèse des contrôles et des essais prévus par EDF 36

4.1.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen 38

4.2 MAÎTRISE DU VIEILLISSEMENT ET DE L'OBSOLESCENCE 40

4.2.1 Objectifs spécifiques du réexamen 40

4.2.2 Synthèse des contrôles et des essais prévus par EDF 40

4.2.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen 42

4.3 REVUES SPÉCIFIQUES DE LA CONFORMITÉ DE CERTAINES FONCTIONS ET DU VIEILLISSEMENT DE CERTAINS ÉQUIPEMENTS 48

4.3.1 Circuits primaire et secondaires principaux 48
4.3.2 Bilan de l'état du confinement 57
4.3.3 Revue de la conformité de la fonction de recirculation de l'eau présente au fond du bâtiment du réacteur lors d'un accident de perte de réfrigérant primaire 63
4.3.4 Bilan de puissance des diesels 67
4.4 SYNTHÈSE ET PRESCRIPTIONS PORTANT SUR LA CONFORMITÉ DES INSTALLATIONS ET LA MAÎTRISE DU VIEILLISSEMENT ET DE L'OBSOLESCENCE 70

5 POSITION DE L'ASNR SUR LA RÉÉVALUATION DE SÛRETÉ 74
5.1 MODIFICATIONS DES INSTALLATIONS PRÉVUES PAR EDF 74
5.2 RÉÉVALUATION DES RISQUES ASSOCIÉS AUX AGRESSIONS D'ORIGINE INTERNE OU EXTERNE DANS LA DÉMONSTRATION DE SÛRETÉ 78
5.2.1 Réévaluation au regard des niveaux de référence définis par l'association WENRA 78
5.2.2 Sensibilité aux délais avant la première intervention des opérateurs des études relatives aux agressions 81
5.2.3 Prise en compte de l'évolution des connaissances pour les agressions climatiques 81
5.2.4 Risques liés au séisme 82
5.2.5 Risques liés aux températures élevées 86
5.2.6 Risques liés aux inondations d'origine externe 90
5.2.7 Risques associés au transport aérien et à l'environnement industriel 91
5.2.8 Risques associés aux vents violents 94
5.2.9 Risques associés aux tornades 95
5.2.10 Risques associés aux incendies d'origine interne aux installations 96
5.2.11 Risques associés aux explosions d'origine interne aux installations 103
5.2.12 Risques associés aux inondations d'origine interne et aux ruptures de tuyauterie à haute énergie (RTHE) 108
5.2.13 Risques associés aux collisions et chutes de charge 113
5.2.14 Risques associés aux installations industrielles des sites 114
5.2.15 Risques associés aux autres agressions prises en compte dans la démonstration de sûreté 115
5.2.16 Synthèse et prescriptions portant sur les risques associés aux agressions 117
5.3 RÉÉVALUATION DES ÉTUDES D'ACCIDENT DES RÉACTEURS 121
5.3.1 Conditions de fonctionnement de dimensionnement 121
5.3.2 Conditions de fonctionnement complémentaires 128
5.3.3 Études justificatives particulières 129
5.3.4 Synthèse portant sur les études d'accident des réacteurs 130

5.4 RÉÉVALUATION DE LA SÛRETÉ DE LA PISCINE D'ENTREPOSAGE DU COMBUSTIBLE ET DE LA MANUTENTION DU COMBUSTIBLE 132
5.4.1 Objectifs spécifiques du réexamen 132
5.4.2 Synthèse des études réalisées par EDF 132
5.4.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen 137
5.4.4 Synthèse et prescriptions portant sur la sûreté de la piscine d'entreposage du combustible 140
5.5 RÉÉVALUATION DES ÉTUDES D'ACCIDENT AVEC FUSION DU CŒUR 142
5.5.1 Réévaluation des moyens de limitation des conséquences des accidents avec fusion du cœur 142
5.5.2 Gestion des eaux contaminées 154
5.5.3 Synthèse et prescriptions portant sur les études d'accident avec fusion du cœur 155
5.6 RÉÉVALUATION DES CONSÉQUENCES RADIOLOGIQUES DES ACCIDENTS 157
5.6.1 Méthode d'évaluation des conséquences radiologiques des accidents 157
5.6.2 Évaluation des conséquences radiologiques des accidents sans fusion du cœur 157
5.6.3 Évaluation des conséquences radiologiques des accidents liés aux agressions 158
5.6.4 Évaluation des conséquences radiologiques des accidents avec fusion du cœur 159
5.6.5 Synthèse portant sur les conséquences radiologiques des accidents 161
5.7 RÉÉVALUATION DES ÉTUDES PROBABILISTES DE SÛRETÉ 162
5.7.1 Études probabilistes de sûreté de niveau 1 162
5.7.2 Études probabilistes de sûreté de niveau 2 164
5.7.3 Synthèse et prescriptions portant sur les études probabilistes de sûreté 167
5.8 DISPOSITIONS PRÉVUES APRÈS L'ACCIDENT DE LA CENTRALE NUCLÉAIRE DE FUKUSHIMA DAIICHI 168
5.8.1 Rappel du contexte 168
5.8.2 Moyens d'injection d'eau borée dans le circuit primaire 170
5.8.3 Dispositions d'évacuation de la chaleur par les générateurs de vapeur 171
5.8.4 Dispositions d'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement et de stabilisation du corium sur le radier 173
5.8.5 Dispositions pour la prévention du dénoyage des assemblages combustibles entreposés en piscine ou en cours de manutention 174
5.8.6 Contrôle-commande, distribution électrique et instrumentation du « noyau dur » 175
5.8.7 Capacité des équipes à gérer les situations extrêmes 177
5.8.8 Synthèse et prescriptions portant sur les dispositions prévues après l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi 178

5.9 RÉÉVALUATION DE LA SÛRETÉ DES BÂTIMENTS DES AUXILIAIRES DE CONDITIONNEMENT ET DE TRAITEMENT DES DÉCHETS (BAC/BTE) 180
5.9.1 Objectifs spécifiques du réexamen 180
5.9.2 Synthèse des études réalisées et des modifications prévues 180
5.9.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen 181
5.10 CAPACITÉ DES INTERVENANTS À RÉALISER LES ACTIONS PRÉVUES EN SITUATION D'ACCIDENT, D'ACCIDENT GRAVE OU D'AGRESSION 182
5.10.1 Objectifs spécifiques du réexamen 182
5.10.2 Synthèse des études réalisées 182
5.10.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen 182
5.10.4 Synthèse et prescription sur la capacité des intervenants à réaliser les actions prévues en situation d'accident, d'accident grave ou d'agression .. 183
5.11 RÉÉVALUATION DES RISQUES NON RADIOLOGIQUES 184
5.11.1 Objectifs spécifiques du réexamen 184
5.11.2 Synthèse des études réalisées 184
5.11.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen 184

6 POSITION DE L'ASNR SUR LE RÉEXAMEN DES INCONVÉNIENTS PRÉSENTÉS PAR LE FONCTIONNEMENT NORMAL DES INSTALLATIONS 185
6.1 OBJECTIFS SPÉCIFIQUES DU RÉEXAMEN 185
6.2 SYNTHÈSE DES ÉTUDES RÉALISÉES DANS LE CADRE DE LA PHASE GÉNÉRIQUE .. 185
6.2.1 Définition des actions à mettre en œuvre dans le cadre de la phase spécifique 185
6.2.2 Mise à jour des études d'impact des centrales nucléaires 186
6.3 POSITION DE L'ASNR SUR L'ATTEINTE DES OBJECTIFS DU RÉEXAMEN 186
6.3.1 Définition des actions à mettre en œuvre dans le cadre de la phase spécifique 186
6.3.2 Mise à jour des études d'impact des centrales nucléaires 187
6.4 SYNTHÈSE ET PRESCRIPTIONS PORTANT SUR LES INCONVÉNIENTS PRÉSENTÉS PAR LE FONCTIONNEMENT NORMAL 188

7 POSITION DE L'ASNR SUR LA PRISE EN COMPTE DES FACTEURS ORGANISATIONNELS ET HUMAINS 190
7.1 OBJECTIFS SPÉCIFIQUES DU RÉEXAMEN 190
7.2 SYNTHÈSE DES ÉTUDES RÉALISÉES 190
7.2.1 Cadrage des études 190
7.2.2 Etudes engagées 191
7.3 POSITION DE L'ASNR SUR L'ATTEINTE DES OBJECTIFS DU RÉEXAMEN 191

8 CONCLUSION SUR LA POURSUITE DE FONCTIONNEMENT DES RÉACTEURS DE 1300 MWE À L'ISSUE DE LA PHASE GÉNÉRIQUE DU QUATRIÈME RÉEXAMEN PÉRIODIQUE 192

9 RÉFÉRENCES 194

ANNEXE 1 : AVIS DE L'IRSN SUR LA PHASE GÉNÉRIQUE DU QUATRIÈME RÉEXAMEN PÉRIODIQUE DES RÉACTEURS DE 1300 MWE 199

1 SYNTHÈSE

Il avait été retenu lors de la conception de certains des matériels des réacteurs de 1300 MWe d'EDF une hypothèse de 40 années de fonctionnement. La poursuite au-delà de cette période nécessite donc une actualisation des études de conception ou des remplacements de matériels. Par ailleurs, les réacteurs de 1300 MWe coexistent avec des réacteurs de troisième génération, dont la conception répond à des exigences de sûreté significativement renforcées. La réévaluation de leur sûreté doit donc permettre de rapprocher le niveau de sûreté des réacteurs de 1300 MWe de celui des réacteurs de troisième génération tels que l'EPR.

L'ASN a pris position en 2019 sur les orientations du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe en fixant les objectifs à atteindre.

Ces objectifs concernent :

- la vérification de l'état des installations et de leur conformité aux règles qui leur sont applicables et la maîtrise du vieillissement des équipements importants pour la sûreté ;
- l'amélioration de la prise en compte des agressions dans la démonstration de sûreté ;
- l'amélioration de la prise en compte des accidents susceptibles de survenir dans la piscine d'entreposage du combustible ;
- l'amélioration de la prévention des accidents avec fusion du cœur ;
- la limitation des conséquences des accidents avec fusion du cœur ;
- l'intégration de l'ensemble des modifications qui découlent des enseignements de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi ;
- la prise en compte des facteurs organisationnels et humains ;
- la maîtrise des inconvénients présentés par le fonctionnement normal des installations, c'est-à-dire des impacts occasionnés sur la santé et l'environnement du fait des prélèvements d'eau et rejets d'effluents ainsi que des nuisances que les installations peuvent engendrer.

Pour répondre à ces objectifs, EDF a engagé un travail conséquent d'étude, à l'issue duquel elle a défini un ensemble de dispositions à mettre en œuvre dans le cadre du réexamen de chacun des réacteurs concernés. Ces dispositions concernent d'une part les contrôles et vérifications à réaliser afin de s'assurer du maintien dans le temps de la conformité des structures, systèmes, et composants participant à la démonstration de sûreté, d'autre part les améliorations de sûreté afin, notamment, de tendre vers les objectifs de sûreté des réacteurs de troisième génération.

La conformité des installations et la maîtrise du vieillissement

La conformité des installations aux règles qui leur sont applicables est essentielle à leur sûreté. Elle repose sur les actions de contrôle mises en œuvre au cours de la construction et de l'exploitation des installations et fait l'objet d'une vérification lors des réexamens périodiques, dont elle constitue un objectif majeur. La maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence participe à cette action de maintien de la conformité.

Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, EDF a prévu de mettre en œuvre un programme de vérification de la conformité des installations qui vise notamment à s'assurer de la bonne application des programmes de maintenance préventive existants. EDF a par ailleurs prévu des visites de terrain réalisées par des équipes pluridisciplinaires dans certains locaux comportant des systèmes nécessaires en situation accidentelle pour l'atteinte et le maintien du réacteur dans un état sûr. Le quatrième réexamen périodique a également été l'occasion de réanalyser la conformité de certains matériels ou de certains systèmes au regard de leurs exigences de sûreté. À ce titre, EDF a en particulier vérifié :

- la capacité des groupes électrogènes de secours (diesels) à fournir la puissance électrique requise dans les situations de température extérieure élevée considérées dans la démonstration de sûreté ;

- la fiabilité de la fonction de recirculation de l'eau en cas d'accident de perte de réfrigérant primaire. EDF s'est engagée à améliorer la fiabilité de cette fonction en réduisant le volume de débris susceptibles d'être transportés par l'eau et ainsi les risques de colmatage des filtres qu'ils induisent.

Pour compléter les actions prévues pour vérifier le maintien de la conformité des réacteurs après une quarantaine d'années de fonctionnement, EDF s'est engagée à réaliser des essais particuliers sur des équipements importants pour la sûreté.

Par ailleurs, EDF a mis en place, depuis le troisième réexamen périodique, une démarche de maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence des matériels. Cette démarche repose sur une analyse générique du vieillissement et de ses conséquences, sur une veille régulière et sur une déclinaison locale spécifique à chaque réacteur, notamment lors de sa visite décennale.

Pour justifier la résistance des cuves de réacteur, EDF a réalisé des études de résistance à la rupture brutale en tenant compte de l'évolution des caractéristiques des matériaux et effectuera des contrôles pour s'assurer de l'absence de défaut préjudiciable dans la zone de cœur des cuves lors de la visite décennale de chaque réacteur. Les études réalisées permettent de justifier l'absence de risque de rupture brutale dans la zone de cœur des cuves des réacteurs de 1300 MWe pendant la période de dix ans après la quatrième visite décennale sous réserve des résultats des contrôles. Le dossier de justification de l'une des cuves doit toutefois faire l'objet de compléments avant la visite décennale du réacteur pour tenir compte de résultats atypiques de son programme de suivi de l'irradiation.

La démarche mise en œuvre par EDF pour justifier le comportement des équipements des circuits primaire et secondaires est satisfaisante. En particulier, la démarche d'évaluation des zones sensibles à la rupture brutale par EDF est adaptée aux enjeux.

EDF poursuit ses études sur le vieillissement thermique des produits moulés du circuit primaire principal dans le cadre du réexamen. Des calculs sont encore en cours pour confirmer la justification mécanique d'un coude d'un réacteur pour la période de dix ans après sa quatrième visite décennale.

EDF a réévalué la performance de la troisième barrière de confinement. L'ASNR considère que la surveillance des enceintes de confinement et de leur comportement est satisfaisante. Elle nécessite certains compléments, notamment en ce qui concerne la double enveloppe des systèmes d'injection de sécurité (RIS) et d'aspersion d'eau dans l'enceinte (EAS).

Par ailleurs, la justification de la performance du confinement en situation d'accident grave doit être complétée. EDF doit encore apporter la justification de l'étanchéité en situation d'accident grave des joints du tampon d'accès des matériels dans le bâtiment du réacteur, qui est fondamentale pour le respect des objectifs du réexamen. De plus, s'agissant de l'enceinte de confinement et de ses systèmes associés, EDF doit poursuivre les actions de caractérisation du comportement des revêtements d'étanchéité de la paroi interne.

Enfin, en cas de détection d'un écart de conformité, EDF s'est engagée à privilégier la remise en conformité plutôt que la justification du maintien en l'état. En particulier, EDF a prévu de résorber au plus tard lors de la quatrième visite décennale de chaque réacteur les écarts ayant un impact sur la sûreté ou sur la protection de l'environnement qui auront été identifiés préalablement, ce qui est satisfaisant. Les écarts détectés au cours de la visite décennale seront corrigés dès que possible, en tenant compte de leur importance.

En conclusion, la mise en œuvre du programme de vérification de la conformité de ses installations dans le cadre de leur quatrième réexamen périodique devra faire l'objet d'une attention particulière de la part d'EDF. L'ASNR a prévu à ce titre de réaliser des inspections dédiées sur chacune des installations, notamment pendant les visites décennales.

Le programme de contrôle et les vérifications prévus par EDF, complétés par le respect des demandes et prescriptions de l'ASNR, devraient permettre d'atteindre les objectifs visés pour le réexamen.

L'amélioration de la prise en compte des agressions

Le quatrième réexamen périodique a été l'occasion de s'assurer de la prise en compte des niveaux de référence publiés en 2014 et en 2021 par l'association WENRA des responsables d'autorité de sûreté nucléaire d'Europe de l'Ouest, et d'examiner la sensibilité des études d'agression des réacteurs de 1300 MWe aux délais avant la première intervention des opérateurs retenus dans les études du réacteur EPR de Flamanville.

EDF a pris en compte, dans ses études d'agression, les conséquences de la défaillance d'équipements, soit en montrant que ces conséquences sont acceptables, soit en renforçant si nécessaire les dispositions de conception et d'exploitation de ces équipements. Cette démarche constitue une amélioration notable par rapport aux précédents réexamens périodiques et permet d'accroître la robustesse des installations.

EDF réévalue, pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, les caractéristiques des agressions naturelles considérées ainsi que les dispositions prévues pour y faire face. Pour l'inondation d'origine externe, cette réévaluation concerne actuellement les sites de Paluel, Cattenom et Saint-Alban, qui sont les premiers concernés par ce quatrième réexamen périodique.

L'ASNR considère comme acceptables les niveaux d'aléas déjà réévalués pour les agressions naturelles. Pour les agressions climatiques, EDF met en place une veille quinquennale ayant pour objectif de détecter les éventuelles évolutions de tendance et une surveillance en continu avec des critères déclenchant une analyse approfondie, afin de vérifier la robustesse des installations entre deux réexamens.

Pour la maîtrise des risques liés aux températures extérieures élevées, les études thermiques effectuées par EDF sont acceptables même si des améliorations des outils de calcul sont attendues. Par ailleurs, pour les situations de perte totale des alimentations électriques et de perte de la source froide, EDF a transmis une analyse qualitative qui doit être complétée.

Pour la maîtrise des risques liés à l'incendie, les études effectuées par EDF sont satisfaisantes et des améliorations de la sûreté des installations ont été identifiées. EDF prévoit de mettre à jour son référentiel d'exploitation sur les entreposages transitoires de matières combustibles au regard des marges identifiées dans ces études, ce qui constitue une avancée significative.

Pour la maîtrise des risques liés à l'explosion, EDF a élargi le périmètre de ses études, dans la mesure où elle a étudié leurs conséquences quelle que soit la localisation d'une fuite d'hydrogène. EDF s'est engagée à justifier que le périmètre des cibles de sûreté retenues dans ses études des risques liés aux explosions permet d'assurer le repli et le maintien dans un état sûr des réacteurs, ce qui est satisfaisant.

Pour la maîtrise des risques liés aux inondations internes et aux ruptures de tuyauterie à haute énergie, des compléments d'études restent attendus, notamment pour garantir la cohérence de la démonstration apportée avec l'état réel des installations. Par ailleurs, EDF s'est engagée à mener une analyse afin d'identifier les vannes présentant le plus d'enjeux pour la sûreté et de définir les exigences à leur appliquer.

Pour les autres agressions, les méthodes et hypothèses retenues par EDF pour réaliser ses études n'appellent pas de remarque.

Enfin, EDF a réalisé des études permettant d'apporter un éclairage probabiliste à l'égard de l'atteinte des objectifs du réexamen concernant les agressions associées aux incendies, aux explosions, aux inondations d'origine interne, aux séismes, aux vents extrêmes, à la canicule et aux inondations d'origine externe. Cet éclairage a permis d'identifier des modifications complémentaires à mettre en œuvre.

L'ASNR souligne l'important travail réalisé par EDF pour mettre à jour l'ensemble des études d'agression. Certaines études ont conduit EDF à définir des modifications ; des compléments d'études sont encore nécessaires afin d'apprécier si des dispositions supplémentaires doivent être mises en œuvre. L'ensemble de ces modifications, complété par le respect des demandes et des prescriptions

de l'ASNR, constituera une amélioration notable de la maîtrise des risques liés aux agressions, et devrait permettre d'atteindre les objectifs visés pour le réexamen.

Les études d'accident sans fusion du cœur

EDF a réalisé un important travail de reprise de l'ensemble des études d'accident sans fusion du cœur (études de dimensionnement, études du domaine complémentaire et études dites « justificatives particulières »), en appliquant des référentiels révisés et en intégrant les enseignements des instructions précédentes. Les modifications prévues par EDF devraient permettre de limiter les conséquences radiologiques, à court, moyen et long terme des accidents sans fusion du cœur étudiés dans le rapport de sûreté. Les évaluations réalisées conduisent à des conséquences ne nécessitant pas la mise en œuvre d'actions de protection des populations.

Par ailleurs les études probabilistes de sûreté réalisées pour les événements internes montrent que, compte tenu des modifications qui seront mises en œuvre, les probabilités de fusion du cœur sont acceptables au regard de l'objectif de sûreté fixé pour le réexamen périodique. Toutefois, l'ASNR considère que l'évaluation du risque de surpression à froid dans les états où le circuit de refroidissement à l'arrêt (RRA) est connecté au circuit primaire ne permet pas son élimination pratique pour éviter tout risque de rupture de la cuve en pression. EDF doit donc apporter les modifications nécessaires.

Les modifications issues de ces études réévaluées devraient permettre l'atteinte des objectifs du réexamen, en réduisant l'occurrence de situations nécessitant la mise en œuvre de mesures de protection des populations pour les situations d'accident sans fusion du cœur et en améliorant la prévention des accidents avec fusion du cœur.

La sûreté de la piscine d'entreposage du combustible

À l'issue du déploiement des modifications prévues dans le cadre du quatrième réexamen périodique, la piscine d'entreposage du combustible disposera d'un système de refroidissement complémentaire diversifié (système PTRbis), d'un système d'appoint en eau (système SEG-ND) et d'une source d'eau ultime. Ces moyens, qui appartiennent au « noyau dur », sont de nature à rendre extrêmement improbable le risque de découvrement du combustible et devraient permettre, dans la plupart des situations considérées, d'atteindre un état après accident sans ébullition de la piscine.

De plus, EDF s'est engagée à intégrer dans la démonstration de sûreté les situations accidentelles considérées pour le dimensionnement de la piscine d'entreposage du combustible du réacteur EPR de Flamanville, à l'exception d'un nombre limité de situations.

L'ASNR prescrit à EDF de retenir comme état sûr, pour ces nouvelles situations accidentelles introduites dans le rapport de sûreté, un état qui se caractérise par un refroidissement de la piscine d'entreposage du combustible en boucle fermée, sans ébullition.

De plus, l'ASNR prescrit à EDF de prévoir des dispositions pour améliorer la prévention des situations pour lesquelles un tel état ne peut être atteint avec le système de refroidissement ou le système de refroidissement diversifié de la piscine d'entreposage du combustible, ainsi que des dispositions de gestion post-accidentelle.

EDF a par ailleurs réévalué les risques associés aux incendies, aux explosions, aux inondations d'origine interne et aux collisions et chutes de charge pouvant survenir dans le bâtiment du combustible. Ces études ont conduit à la définition de modifications des installations pour prévenir les risques de perte, par mode commun, des moyens de refroidissement et d'injection d'eau dans la piscine.

EDF a examiné les conséquences de la chute d'un aéronef de l'aviation générale sur le bâtiment du combustible. EDF conclut que la chute d'un tel aéronef n'entraîne pas de situation qui pourrait conduire à la fusion des assemblages combustibles qui y sont entreposés. Cette étude est en cours d'analyse par l'ASNR.

Le quatrième réexamen périodique a enfin été l'occasion d'apporter un éclairage probabiliste qui a permis d'identifier des modifications complémentaires à mettre en œuvre.

L'ensemble des modifications prévues constitueront des améliorations majeures de la sûreté de la piscine d'entreposage du combustible. Les résultats des études et les modifications prévues par EDF, complétés par le respect des prescriptions de l'ASNR, devraient permettre de répondre aux objectifs visés pour le réexamen.

La limitation des conséquences des accidents avec fusion du cœur

L'objectif d'amélioration retenu pour le domaine des accidents avec fusion du cœur concerne la limitation des conséquences des accidents.

Pour répondre à cet objectif, EDF a défini des améliorations afin :

- d'évacuer la puissance résiduelle sans qu'il soit nécessaire d'ouvrir le dispositif de décompression et de filtration de l'enceinte de confinement du bâtiment du réacteur. Cela permet de limiter les rejets hors de l'enceinte de confinement ;
- de limiter le risque de percement du béton du radier du bâtiment du réacteur par le corium.

Par ailleurs, EDF prévoit des dispositions de gestion des eaux contaminées.

Les évaluations des conséquences radiologiques des accidents avec fusion du cœur, réalisées en tenant compte de ces améliorations, montrent que de tels accidents nécessiteraient des mesures de protection des populations limitées dans l'espace et dans le temps. Elles seraient moins importantes que celles évaluées dans le cadre du troisième réexamen périodique. La mise en œuvre de dispositions de protection du radier du réacteur et d'une stratégie de gestion d'un accident grave ne nécessitant pas d'ouvrir le dispositif de décompression et de filtration constitue un progrès majeur.

L'éclairage probabiliste confirme l'intérêt des modifications prévues pour réduire le risque de rejets dans l'environnement en cas d'accident ayant conduit à la fusion du cœur.

L'ASNR souligne le travail très important réalisé par EDF concernant la limitation des conséquences des accidents avec fusion du cœur et l'ampleur du programme de modifications associé. Ce programme, complété par le respect des prescriptions de l'ASNR, permettra des avancées majeures en matière de sûreté et devrait permettre de répondre aux objectifs visés pour le réexamen.

Le « noyau dur »

EDF prévoit de finaliser le déploiement, lors du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, du « noyau dur » défini après les évaluations complémentaires de sûreté réalisées à la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi. En particulier, EDF prévoit des moyens robustes aux situations extrêmes afin :

- de prévenir un accident avec fusion du combustible ou d'en limiter la progression : il s'agit en particulier de renforcer une partie du système d'alimentation en eau des générateurs de vapeur, de mettre en place un moyen permettant d'alimenter en eau la bâche d'alimentation de ce système, d'injecter de l'eau dans la piscine d'entreposage et de disposer de nouveaux moyens permettant de refroidir la piscine d'entreposage ;
- d'assurer le maintien de la sous-criticité du cœur en situation extrême : il s'agit de disposer d'un moyen d'injection d'eau borée à haute pression ;
- de limiter les rejets radioactifs de grande ampleur : il s'agit en particulier des moyens mis en œuvre en cas de fusion du cœur afin d'évacuer la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement et de prévenir le percement du radier.

L'alimentation électrique de ces équipements est assurée par le diesel d'ultime secours (DUS), qui est déjà présent sur l'ensemble des réacteurs de 1300 MWe, et par une distribution électrique résistant aux situations extrêmes.

Ces dispositions permettront, en cas de situation extrême, de limiter le risque de fusion du cœur, de limiter les conséquences d'un accident grave et de réduire le risque de découvrement des assemblages combustibles entreposés dans la piscine. Elles constitueront des avancées majeures pour la sûreté.

La prise en compte des facteurs organisationnels et humains

EDF a analysé sa capacité à faire face à la diversité des situations d'exploitation. Elle a identifié plusieurs leviers pour réduire la complexité des situations rencontrées et faciliter l'appropriation par l'exploitant des changements majeurs portés par le quatrième réexamen périodique.

Par ailleurs, EDF prévoit de vérifier la capacité des intervenants à accéder aux locaux et à y réaliser les actions requises dans la démonstration de sûreté nucléaire en cas d'accident, d'accident grave ou d'agression. L'ASNR considère que la démonstration de la capacité des intervenants à réaliser les actions requises par la démonstration de sûreté doit comporter la vérification de la capacité des intervenants à se rendre sur place et à réaliser les actions en local, dans les délais requis, compte tenu des conditions d'intervention dans les situations concernées.

Ces analyses permettront de renforcer la prise en compte des facteurs organisationnels et humains et de répondre aux objectifs du réexamen.

La maîtrise des inconvénients présentés par le fonctionnement normal des installations

Les inconvénients présentés par le fonctionnement normal des installations sont spécifiques à chaque site. La phase générique du réexamen a permis de définir le programme de travail qui sera décliné pour chaque centrale nucléaire. EDF a ainsi défini le périmètre des contrôles à effectuer et les études à mener.

L'ASNR prescrit la réalisation d'une évaluation des performances des systèmes participant à la réduction des prélèvements d'eau ou des rejets d'effluents chimiques ou radioactifs dans l'environnement. Elle demande par ailleurs :

- **la consolidation des études d'impact selon la forme actuellement prévue par le code de l'environnement ;**
- **la réalisation d'une analyse des pratiques d'exploitation portant sur les rejets thermiques, la gestion des rejets liquides et l'utilisation de la ressource en eau, en tenant compte des évolutions hydro-climatiques et des orientations définies par les acteurs publics territoriaux ;**
- **l'identification d'améliorations permettant la réduction des impacts sur l'environnement.**

*

Les dispositions prévues par EDF, complétées par le respect des demandes et des prescriptions formulées par l'ASNR, devraient permettre d'atteindre les objectifs du réexamen et de rapprocher le niveau de sûreté des réacteurs de 1300 MWe de celui des réacteurs de troisième génération.

Ces dispositions, ainsi que celles qui seront définies dans le cadre des études spécifiques à chaque site, devront être déclinées sur chaque réacteur en vue de la poursuite de son fonctionnement. L'ASNR demande à EDF de réaliser les modifications portant le plus de bénéfices pour la sûreté dès la visite décennale de chaque réacteur. Les autres améliorations devront être réalisées au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la visite décennale.

Cet échelonnement est lié à l'ampleur des travaux sur chaque réacteur, qui se dérouleront de surcroît simultanément sur plusieurs réacteurs de 1300 MWe. Il tient compte des capacités industrielles des fournisseurs et des prestataires d'EDF et de la capacité des équipes sur le terrain à intégrer les modifications apportées aux installations.

L'ASNR demande à EDF de rendre compte annuellement de l'avancement des actions à réaliser, des enseignements qu'elle tire de la mise en œuvre sur les sites des dispositions issues du réexamen périodique, ainsi que de sa capacité industrielle et de celle des intervenants extérieurs à réaliser dans les délais les modifications des installations. Elle demande également, en cas de risque de non-respect des échéances, d'identifier les mesures complémentaires à mettre en œuvre pour remédier aux insuffisances constatées. L'ASNR demande que ces éléments soient rendus publics.

À l'issue de la phase générique du réexamen, l'ASNR considère que ces améliorations de sûreté ouvrent la perspective d'une poursuite de fonctionnement des réacteurs de 1300 MWe pour les dix ans suivant leur quatrième réexamen périodique.

2 INTRODUCTION

2.1 OBJET DU RAPPORT

Électricité de France (EDF) a engagé en 2017 le quatrième réexamen périodique de ses vingt réacteurs nucléaires de 1300 MWe, à savoir ceux des centrales nucléaires de Belleville-sur-Loire, Cattenom, Flamanville, Golfech, Nogent-sur-Seine, Paluel, Penly et Saint-Alban/Saint-Maurice. Conformément à l'article L. 593-18 du code de l'environnement, le réexamen périodique doit permettre de vérifier la conformité d'une installation aux règles qui lui sont applicables et d'actualiser l'appréciation des risques et inconvénients qu'elle présente pour les intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 de ce même code, à savoir la sécurité, la santé et la salubrité publiques et la protection de la nature et de l'environnement, en tenant compte notamment de l'état de l'installation, de l'expérience acquise au cours de l'exploitation, de l'évolution des connaissances, dont celles sur le changement climatique et ses effets, et des règles applicables aux installations similaires.

En application de l'article L. 593-19 du code de l'environnement, EDF doit remettre à l'ASNR et au ministre chargé de la sûreté nucléaire un rapport présentant les conclusions du réexamen périodique de chacun des réacteurs de 1300 MWe. Ce rapport inclut notamment les dispositions qu'EDF envisage de prendre pour remédier aux anomalies constatées ou pour améliorer la protection des intérêts.

Comme pour les réexamens périodiques précédents, afin de tirer parti du caractère standardisé de ses réacteurs, EDF prévoit d'effectuer ce réexamen périodique en deux temps : **une phase générique, qui porte sur les sujets communs à l'ensemble des réacteurs de 1300 MWe puis une phase spécifique[1] à chaque réacteur.**

Le présent rapport constitue l'analyse par l'ASNR de la phase générique du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe et présente ses conclusions sur l'atteinte des objectifs fixés pour cette phase. Ce rapport accompagne une décision [20] et un courrier [22] de l'ASNR, applicables aux réacteurs de 1300 MWe.

Conformément à l'article L. 593-19 du code de l'environnement, l'ASNR prendra position sur la poursuite du fonctionnement de chaque réacteur après analyse du rapport de conclusion du réexamen spécifique à ce réacteur. Le cas échéant, l'ASNR pourra être amenée à adopter de nouvelles prescriptions encadrant spécifiquement la poursuite du fonctionnement de chaque réacteur.

2.2 CADRE RÉGLEMENTAIRE

En France, la durée de fonctionnement d'un réacteur n'est pas définie *a priori*. En sa qualité d'exploitant d'installations nucléaires de base (INB), EDF doit, conformément aux dispositions de l'article L. 593-18 du code de l'environnement, procéder tous les dix ans au réexamen périodique de chacun de ses réacteurs.

Les réexamens périodiques sont encadrés par les articles L. 593-18, L. 593-19 et R. 593-62 à R. 593-62-9 du code de l'environnement.

L'article L. 593-18 du code de l'environnement introduit les deux objectifs principaux du réexamen périodique :

- **la vérification de l'état de l'installation et de sa conformité** : cette étape vise à vérifier la situation de l'installation au regard des règles qui lui sont applicables. Elle s'appuie sur un ensemble de contrôles et d'essais, complémentaires à ceux réalisés tout au long de l'exploitation de l'installation. Ces vérifications peuvent aussi bien concerner des revues des études initiales de conception, la vérification de la bonne réalisation des opérations de maintenance que des contrôles sur le terrain de matériels ou encore des essais décennaux comme l'épreuve effectuée sur

[1] Pour les réacteurs de 1300 MWe, la phase « spécifique » des réexamens périodiques s'échelonnera entre 2027 et 2035 (dates correspondant à la remise du rapport de conclusion par l'exploitant).

l'enceinte de confinement. Les éventuels écarts détectés lors de ces investigations font ensuite l'objet de remises en conformité dès que possible et, en tout état de cause, dans des délais adaptés aux enjeux qu'ils présentent pour la protection des personnes et de l'environnement ;

- **la réévaluation de sûreté** : cette étape vise à améliorer le niveau de sûreté en tenant compte de l'expérience acquise au cours de l'exploitation, de l'évolution des connaissances, des exigences applicables aux installations les plus récentes ainsi que des meilleures pratiques internationales. Les réexamens périodiques sont ainsi l'occasion de remises à niveau ou d'améliorations dans des domaines où les exigences de sûreté ont évolué. À l'issue des études de réévaluation ainsi réalisées, l'exploitant identifie les modifications de ses installations qu'il compte déployer pour en renforcer la sûreté.

À ce titre, les réexamens périodiques constituent un des processus essentiels mis en place pour réinterroger la sûreté nucléaire, en imposant à l'exploitant non seulement de vérifier le niveau de sûreté de son installation mais aussi de l'améliorer.

Le champ du réexamen concerne les risques radiologiques et non radiologiques, ainsi que les inconvénients[2] que l'installation présente en fonctionnement normal.

En application de l'article L. 593-19 du code de l'environnement, à l'issue du réexamen périodique, l'exploitant transmet un rapport, appelé « rapport de conclusion du réexamen », à l'ASNR et au ministre chargé de la sûreté nucléaire présentant :

- les conclusions du réexamen mené ;
- les dispositions qu'il envisage de prendre pour remédier aux anomalies constatées et pour améliorer la sûreté.

Cet acte fixe la date à partir de laquelle sont comptés les dix ans pour définir la date limite de remise du rapport de conclusion du réexamen suivant.

Pour les quatrièmes réexamens périodiques qui surviennent au-delà de la trente-cinquième année de fonctionnement des réacteurs, l'article L. 593-19 du code de l'environnement prévoit l'organisation d'une enquête publique portant sur le rapport de conclusion du réexamen.

Au terme de son instruction, l'ASNR communique au ministre chargé de la sûreté nucléaire son analyse sur la poursuite du fonctionnement du réacteur et, en application de l'article L. 593-19 du code de l'environnement, peut également imposer de nouvelles prescriptions pour encadrer la poursuite du fonctionnement jusqu'au réexamen périodique suivant.

Par ailleurs, l'arrêté INB du 7 février 2012 [1] et certaines décisions réglementaires de l'ASNR fixent des exigences spécifiques sur certaines thématiques des réexamens périodiques.

2.3 PROCESSUS DE RÉEXAMEN PÉRIODIQUE DES RÉACTEURS D'EDF

Les cinquante-sept réacteurs nucléaires en fonctionnement exploités par EDF sont répartis en grands types associés à leur puissance : 900 MWe, 1300 MWe, 1450 MWe (réacteurs N4) et 1600 MWe (réacteur EPR). Afin de tirer parti du caractère standardisé des réacteurs d'un même type, EDF a décidé d'effectuer les réexamens périodiques de ses réacteurs en deux temps :

- une phase de réexamen dite « générique », qui porte sur les sujets communs à l'ensemble des réacteurs d'un même type. Cette approche générique permet de mutualiser certaines études et la conception des éventuelles modifications des installations. Au cours de cette phase, EDF propose

[2] Les inconvénients présentés par le fonctionnement normal incluent, d'une part, les impacts occasionnés par l'installation sur la santé et l'environnement du fait des prélèvements d'eau et rejets, et, d'autre part, les nuisances qu'elle peut engendrer, notamment par la dispersion de micro-organismes pathogènes, les bruits et vibrations, les odeurs ou l'envol de poussières.

des objectifs à atteindre au cours du réexamen au travers d'un dossier d'orientation du réexamen, puis EDF réalise ensuite les études nécessaires afin de définir les dispositions à prendre, notamment en termes de modification des installations, pour atteindre les objectifs fixés ;
- une phase de réexamen dite « spécifique », qui porte sur chaque réacteur. Cette phase permet d'intégrer les caractéristiques particulières du réacteur et de son environnement, telles que, par exemple, l'état de l'installation et certains risques naturels.

2.4 PHASE GÉNÉRIQUE DU QUATRIÈME RÉEXAMEN PÉRIODIQUE DES RÉACTEURS DE 1300 MWE

En 2009, EDF a fait part à l'ASN de son intention de poursuivre significativement la durée de fonctionnement de ses réacteurs au-delà de 40 ans. Dans ce cadre, elle a transmis à l'ASN un dossier présentant ses orientations pour cette poursuite de fonctionnement. À la suite de l'expertise de ce dossier par l'IRSN menée à la demande de l'ASN et de la consultation du groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires (GPR) lors de sa séance des 18 et 19 janvier 2012, l'ASN a pris position en juin 2013 par la lettre en référence [2] sur les orientations d'EDF et les compléments à apporter lors de la déclinaison opérationnelle à l'occasion des réexamens périodiques des différents types de réacteurs.

Par ailleurs, le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe intervient postérieurement aux évaluations complémentaires de sûreté (ECS) prescrites par décision en référence [3] à la suite de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi le 11 mars 2011. Les évaluations complémentaires de sûreté des cinquante-huit réacteurs alors exploités par EDF ont été remises le 13 septembre 2011. Elles ont été analysées par l'ASN avec l'appui de l'IRSN. L'ASN a rendu un avis [4] sur ces évaluations le 3 janvier 2012. Cette analyse a conduit l'ASN à émettre des prescriptions complémentaires pour l'ensemble des dix-neuf centrales nucléaires qui ont été imposées à EDF par les décisions en références [5]. L'ASN les a complétées en 2014 par les décisions en références [6].

C'est dans ce contexte qu'EDF a initié la phase générique du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, quatre ans après avoir lancé celle du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe. EDF a transmis à l'ASN, en 2017, son dossier d'orientation de la phase générique du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe définissant les objectifs de ce réexamen et établissant le programme de travail. L'ASN a instruit ces objectifs et ce programme avec l'appui de l'IRSN et a sollicité l'avis du groupe permanent d'experts pour les réacteurs le 22 mai 2019. À l'issue de cette instruction, l'ASN a conclu que le contour et les objectifs du programme de travail d'EDF concernant les études génériques de ce réexamen périodique étaient satisfaisants sous réserve de la prise en compte de certaines demandes et observations [7].

Le programme du réexamen périodique visait à :

- définir le périmètre du contrôle de l'état des installations et de leur conformité aux règles qui leur sont applicables ;
- réévaluer la sûreté et la protection de l'environnement sur l'ensemble des volets de la démonstration de sûreté nucléaire et, plus particulièrement :
    - l'évaluation des risques radiologiques ; il s'agissait notamment de réévaluer les risques liés aux agressions, à la maîtrise des accidents (avec ou sans fusion du cœur) concernant le réacteur, la piscine d'entreposage du combustible et certains bâtiments périphériques contenant des matières radioactives (bâtiment des auxiliaires de conditionnement et bâtiment de traitement des effluents),
    - l'évaluation de la maîtrise des risques non radiologiques,
    - la réévaluation de la maîtrise des inconvénients présentés par le fonctionnement normal.

Les objectifs du quatrième réexamen périodique

Les objectifs généraux retenus par EDF pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe sont similaires à ceux retenus pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe. Il s'agit de :

- vérifier la conformité des installations aux exigences de sûreté applicables ;
- tendre vers les objectifs de sûreté fixés pour les réacteurs de troisième génération dont le réacteur de référence est l'EPR de Flamanville 3. Cet objectif conduit EDF :
    - pour les accidents de dimensionnement, à viser des conséquences radiologiques inférieures au seuil de mise en œuvre de mesures de protection des populations,
    - pour les agressions de dimensionnement, à ramener et maintenir en état sûr le réacteur pour des niveaux d'aléas réévalués à l'occasion du réexamen,
    - pour les accidents graves conduisant à une fusion du combustible dans le réacteur, à tendre vers des mesures de protection des populations limitées dans l'espace et dans le temps,
    - pour les accidents survenant dans la piscine d'entreposage des assemblages combustibles, à rendre résiduel, c'est-à-dire suffisamment faible, le risque de découvrement des assemblages entreposés en piscine ;
- intégrer l'ensemble des dispositions du « noyau dur » prescrites par l'ASN [6].

L'ASN a jugé [7] ces objectifs acceptables dans leur principe considérant qu'aucun événement notable n'était intervenu depuis les orientations du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe. L'ASN a toutefois demandé [7] à EDF d'intégrer certains objectifs complémentaires au réexamen périodique. En particulier, l'ASN a demandé pour l'étude des situations accidentelles susceptibles de survenir dans la piscine d'entreposage des assemblages combustibles, y compris celles qui seraient induites par des agressions, qu'EDF retienne comme objectif l'absence de découvrement des assemblages, et de ramener à terme et de maintenir durablement l'installation dans un état correspondant à une absence d'ébullition de l'eau de la piscine.

Les expertises sollicitées lors de la phase générique du quatrième réexamen périodique

L'ASN a sollicité l'expertise de l'IRSN sur les études réalisées lors de la phase générique ainsi que sur certaines modifications identifiées par EDF comme nécessaires à l'atteinte des objectifs du réexamen périodique (voir la liste des expertises en annexe 1).

De plus, l'ASN a également recueilli, à plusieurs reprises en 2024, l'avis du groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires ou du groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires sur les thématiques suivantes :

- la capacité des installations à résister aux agressions d'origine interne ou externe [8] ;
- la gestion des accidents avec fusion du cœur [9] ;
- les études d'accidents [10] ;
- les équipements sous pression nucléaires [11].

Enfin, l'ASNR a recueilli les 29 et 30 avril 2025 l'avis du groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires sur le bilan de la phase générique du réexamen [12].

Ce rapport présente, sur la base de ces expertises et de ces avis ainsi que sur la base des analyses et des inspections menées, la position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs de la phase générique du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe et sur les conditions de leur poursuite de fonctionnement. Il accompagne une décision [20] et un courrier [22] de l'ASNR, applicables aux réacteurs de 1300 MWe.

2.5 PHASE SPÉCIFIQUE DU QUATRIÈME RÉEXAMEN PÉRIODIQUE DES RÉACTEURS DE 1300 MWE

Les quatrièmes réexamens périodiques des réacteurs de 1300 MWe s'échelonneront jusqu'en 2035.

Type	Site	Réacteur	Date limite du quatrième réexamen périodique (date limite de remise du rapport de conclusion du réexamen)
P4	Flamanville	1	03/07/2030
		2	26/10/2030
	Paluel	1	26/10/2027
		2	26/10/2027
		3	10/01/2030
		4	24/08/2030
	Saint-Alban/Saint-Maurice	1	28/06/2029
		2	30/09/2029
P'4	Belleville-sur-Loire	1	12/03/2031
		2	10/04/2030
	Cattenom	1	26/10/2027
		2	14/01/2030
		3	18/10/2031
		4	19/12/2033
	Golfech	1	17/01/2033
		2	18/02/2035
	Nogent-sur-Seine	1	24/03/2030
		2	23/10/2030
	Penly	1	13/06/2032
		2	20/11/2034

En amont de la remise du rapport de conclusion du réexamen de chaque réacteur, EDF effectue, lors d'un arrêt long de ce réacteur, une visite décennale. Lors de cet arrêt, EDF réalise des travaux[3] d'ampleur liés à la maîtrise de la conformité et à la réévaluation de sûreté. En particulier, EDF réalise pendant cet arrêt les épreuves décennales de l'enceinte de confinement et du circuit primaire principal.

[3] Dans ce cadre, EDF peut être amenée à solliciter une autorisation de l'ASNR pour réaliser certaines modifications.

Pour tenir compte des contraintes liées à la maîtrise du volume des travaux sur les installations, aux capacités industrielles de la filière, ainsi qu'à la capacité des équipes sur le terrain à intégrer les différentes évolutions des installations, EDF a fait part à l'ASN en octobre 2021 de sa stratégie industrielle, qui consiste à déployer les modifications associées au quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe en deux phases (voir paragraphe 5.1).

Le réexamen périodique du réacteur est matérialisé par la remise du rapport de conclusion du réexamen, qui s'appuie en partie sur les conclusions de la phase générique. En application du deuxième alinéa de l'article R. 593-62-1 du code de l'environnement, EDF devra vérifier que l'état des connaissances, sur lequel est fondée la partie générique du réexamen, reste pertinent au regard des évolutions des connaissances et du retour d'expérience.

2.6 DESCRIPTION DES RÉACTEURS DE 1300 MWE

2.6.1 Généralités sur les réacteurs de 1300 MWe

Les réacteurs nucléaires français en fonctionnement, tous de technologie à eau sous pression, ont été conçus et construits par Framatome. EDF exploite vingt réacteurs de 1300 MWe.

Il existe deux types de réacteurs de 1300 MWe, les réacteurs de type P4 et les réacteurs de type P'4. Les réacteurs de type P'4 sont une optimisation des réacteurs de type P4, sans remise en cause de leurs principales options techniques. Cette optimisation des bâtiments et des ouvrages se traduit par un plan de masse plus compact et des bâtiments et des structures de dimensions plus réduites. Le tableau du paragraphe 2.5 précise les centrales nucléaires de type P4 et P'4.

2.6.2 Spécificités des réacteurs de 1300 MWe

2.6.2.1 Caractéristiques principales des réacteurs de 1300 MWe

Le circuit primaire des réacteurs de 1300 MWe est composé de quatre boucles de refroidissement comprenant chacune un groupe moto-pompe primaire (GMPP) et un générateur de vapeur (GV). La vapeur produite dans le circuit secondaire des générateurs de vapeur, à l'état saturé, est dirigée vers la turbine principale où elle se détend avant d'atteindre le condenseur.

2.6.2.2 Gestion du combustible

Pour bénéficier de l'effet de série apporté par ses réacteurs, EDF a mis en place des gestions de combustible standardisées. Une gestion de combustible est un mode d'exploitation du combustible, spécifique à un ou plusieurs réacteurs d'un même type. Elle est caractérisée notamment par la nature du combustible, l'enrichissement du combustible en uranium 235, le nombre d'assemblages de la recharge standard et la durée de cycle. La démonstration de sûreté est de ce fait aussi standardisée.

Pour les réacteurs de 1300 MWe, une seule gestion de combustible est actuellement mise en œuvre : la gestion « GEMMES », dont le cycle de production est de 18 mois. Toutefois, EDF envisage dans le futur d'utiliser d'autres gestions (utilisation de combustible MOX ou d'uranium de retraitement enrichi), qui nécessiteront des autorisations dédiées. Dans un souci d'optimisation, EDF retient pour certaines études du réexamen périodique la gestion la plus dimensionnante.

2.6.2.3 Enceinte de confinement

Les enceintes de confinement des réacteurs de 1300 MWe sont constituées de deux parois : la paroi interne et la paroi externe.

La paroi interne est en béton précontraint, sans peau d'étanchéité métallique. Elle est dimensionnée pour résister aux pressions et températures susceptibles d'être atteintes en cas d'accident et contribue à l'étanchéité.

La paroi externe est en béton armé. Elle protège le réacteur des agressions externes (conditions météorologiques extrêmes, chute d'avion, explosions, etc.).

Les éventuelles fuites de la paroi interne sont collectées dans l'espace se trouvant entre les deux parois (interne et externe) par le système de ventilation EDE (système de mise en dépression et de filtration de l'espace entre enceintes) qui les filtre avant rejet.

Les diamètres intérieurs des parois interne et externe des réacteurs de type P4 sont respectivement de 45 et 50,8 mètres alors que ceux des réacteurs de type P'4 sont respectivement de 43,8 et 49,8 mètres.

Les deux parois reposent sur un radier commun en béton précontraint dont l'épaisseur est d'environ trois mètres pour les réacteurs de type P4 et 2,8 mètres pour les réacteurs de type P'4 sauf pour les réacteurs de la centrale nucléaire de Penly dont l'épaisseur du radier est d'environ 2,55 mètres (voir paragraphe 5.5).

2.6.2.4 Historique des modifications apportées aux réacteurs de 1300 MWe lors des réexamens périodiques précédents

Les modifications réalisées dans le cadre du premier réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe avaient notamment pour objectifs :

- l'amélioration de plusieurs systèmes ou circuits importants pour la sûreté (système de refroidissement d'eau brute et de refroidissement intermédiaire, groupe turboalternateur de secours, circuit d'alimentation de secours des générateurs de vapeur, supports des filtres des puisards du circuit d'injection de sécurité et d'aspersion de l'enceinte de confinement) ;
- le renforcement de la protection contre les agressions externes, notamment la tenue au séisme des chaînes neutroniques intermédiaires et de plusieurs matériels de robinetterie et de mesure ;
- le renforcement de la protection contre l'incendie.

Les modifications apportées aux réacteurs de 1300 MWe lors du deuxième réexamen périodique avaient notamment pour objectifs :

- la mise en place d'un exutoire pour évacuer la pression de l'enceinte en situation de perte de la source froide alors que le réacteur est à l'arrêt et le circuit primaire ouvert ;
- la diversification des moyens de surveillance du niveau du réservoir d'alimentation en eau des générateurs de vapeur ;
- la mise en service des pompes des circuits d'injection de sécurité et de l'aspersion de l'enceinte de confinement par une commande sécurisée ;
- la modification de la logique de démarrage du circuit de secours d'alimentation en eau des générateurs de vapeur ;
- la fiabilisation et l'amélioration de la robustesse de l'ébulliomètre ;
- la modification du contrôle-commande de la ligne de décharge du circuit de contrôle volumétrique et chimique ;
- l'amélioration de la mise en service du turboalternateur de secours ;
- l'amélioration de l'étanchéité de l'extension de la troisième barrière ;
- la fiabilisation de la fonction de refroidissement par le système de réfrigération à l'arrêt ;
- l'amélioration de la capacité de l'installation à résister aux agressions (incendie, séisme, grands froids, inondation interne et ruptures de tuyauterie à haute énergie) ;
- la prise en compte des phénomènes de fatigue vibratoire ;
- la réalisation d'un revêtement au niveau des puisards des systèmes d'injection de sécurité et d'aspersion de l'enceinte.

Les modifications apportées aux réacteurs de 1300 MWe dans le cadre du troisième réexamen périodique avaient notamment pour objectifs :

- la mise en place de protection de matériels importants pour la sûreté à l'encontre des projectiles induits par des vents violents ;
- l'augmentation des capacités des systèmes de climatisation (ventilation, groupes froids) ;
- la prévention des risques d'explosion induits en cas de séisme ;
- la prévention du risque de débordement en eau du générateur de vapeur affecté en cas d'accident de rupture d'un tube de générateur de vapeur (RTGV) ;
- l'installation de paniers de tétraborate de sodium dans le bâtiment du réacteur ;
- l'augmentation de la performance de la pompe du circuit de réinjection dans le bâtiment du réacteur afin de permettre le recours à cette fonction en situation d'accident grave ;
- le renforcement de la prévention du risque de dénoyage des assemblages combustibles entreposés dans la piscine d'entreposage ou en cours de manutention.

3 PARTICIPATION DU PUBLIC LORS DE LA PHASE GÉNÉRIQUE DU RÉEXAMEN PÉRIODIQUE

Lors de la phase générique du réexamen, plusieurs actions ont été menées pour associer le public.

Ces actions avaient pour objectifs d'informer le public, de faciliter la compréhension des enjeux de sûreté, d'expliciter les exigences de l'ASNR associées au réexamen et de recueillir les attentes, interrogations, questions et positions des différents contributeurs.

Le présent chapitre présente une synthèse des actions entreprises pour associer le public. Il explique également la façon dont les observations émises par le public ont été intégrées au cours de l'instruction et de l'élaboration de la position de l'ASNR.

Les attentes et préoccupations du public ont été prises en compte par l'ASNR à plusieurs niveaux :

- pour orienter les travaux sur les différents thèmes du réexamen et pour la définition des objectifs à atteindre ;
- en s'assurant que les sujets soulevés ont bien été examinés lors de l'instruction, dès lors qu'ils relèvent du processus de réexamen ;
- en veillant à ce que les produits du réexamen répondent aux attentes exprimées, qu'il s'agisse de leur prise en compte effective pour la poursuite du fonctionnement des réacteurs ou de la réponse aux questions soulevées.

3.1 ACTIONS MENÉES

Actions menées lors de la phase d'orientation du réexamen

Le 16 octobre 2019, l'ASN a organisé, avec le concours de l'IRSN et de l'Association nationale des comités et commissions locales d'information (ANCCLI), une réunion de concertation sur les orientations de la phase générique du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe. Articulée autour d'ateliers thématiques portant sur la sûreté, les facteurs organisationnels et humains et la maîtrise des inconvénients liés au fonctionnement normal, cette réunion a permis un échange sur les enjeux du réexamen au regard du dossier d'orientation rédigé par EDF.

L'ASN a également organisé une consultation sur son projet de position sur les orientations du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe sur son site internet du 17 octobre au 17 novembre 2019. Les contributions recueillies ont été prises en compte par l'ASN dans sa prise de position. Elles ont notamment conduit l'ASN à demander à EDF [7] de produire, à la fin de la phase générique du réexamen, une synthèse présentant les différences qui subsisteront en termes de sûreté entre les réacteurs de 1300 MWe et le réacteur EPR de Flamanville et à reformuler une demande portant sur les facteurs organisationnels et humains.

Actions menées lors de la phase générique du réexamen

De décembre 2022 à octobre 2023, l'IRSN, l'ASN et l'ANCCLI ont organisé un dialogue technique à destination de la société civile avec la participation d'EDF. L'objectif de cette démarche était de favoriser l'accès à l'expertise de l'IRSN, de l'enrichir par les attentes du public, et d'impliquer le plus en amont possible les acteurs des territoires concernés afin de les préparer à la concertation nationale de 2024 et aux enquêtes publiques locales qui concerneront chaque réacteur dans les prochaines années. Quatre réunions de dialogue technique ont réuni des représentants de commissions locales d'information (CLI), des membres d'associations et des experts non institutionnels. De nombreuses thématiques ont été abordées lors de ces réunions : les agressions, les enceintes de confinement, les accidents graves, la conformité et le vieillissement, la cuve des réacteurs, les accidents des domaines de dimensionnement et complémentaire, les facteurs organisationnels et humains, etc.

Lors de ce dialogue technique, les représentants de la société civile ont posé environ 250 questions qui ont porté principalement sur les objectifs de sûreté associés au réexamen au regard de ceux associés aux réacteurs de troisième génération, la définition de critères d'arrêt définitif des réacteurs et le calcul des marges de sûreté, la corrosion sous contrainte et le vieillissement des équipements non remplaçables tels que la cuve et l'enceinte de confinement, la prise en compte du changement climatique, la chute accidentelle d'aéronef sur la piscine d'entreposage du combustible, les effets de l'irradiation sur la cuve du réacteur, le comportement de l'enceinte de confinement en situation d'accident grave, la sûreté de la piscine d'entreposage du combustible, le dispositif de stabilisation du corium, l'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement en situation d'accident grave, la formation des intervenants, la surveillance des entreprises extérieures et la capacité d'EDF à réaliser les travaux envisagés.

L'IRSN a pris en compte ces questions et s'est attachée à y apporter des réponses dans ses avis d'expertise rédigés à l'occasion du quatrième réexamen périodique.

Concertation nationale organisée en 2024

Comme pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, le Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire (HCTISN) a organisé une concertation nationale sur les dispositions prévues par EDF dans le cadre du réexamen périodique. Elle s'est tenue du 18 janvier au 30 septembre 2024.

Cette concertation avait comme support la note de réponse aux objectifs du réexamen [13] rédigée par EDF pour la phase générique du réexamen. Sous l'égide du HCTISN, les acteurs de cette concertation (EDF, ANCCLI, IRSN, ASN) ont ainsi pu recueillir, en amont du réexamen périodique de chacun des réacteurs concernés, le retour du public sur les propositions d'EDF et ses attentes en matière de sûreté et d'information. Huit réunions publiques et trois ateliers ont ainsi été organisés autour des huit sites nucléaires, auxquels plus de 800 personnes ont participé. Au niveau national, cinq webinaires thématiques ont été organisés avec la participation de plus de 300 personnes.

Lors de cette concertation, l'ASN a cherché à favoriser la compréhension des enjeux. Elle a publié à cette occasion un numéro des Cahiers de l'ASN intitulé « Fonctionnement au-delà de 40 ans : les enjeux du 4e réexamen périodique » [14]. Elle a aussi contribué à alimenter la plateforme participative conçue pour la concertation (https://concertation.suretenucleaire.fr), notamment en répondant aux questions qui y étaient postées.

Cette concertation a été également l'occasion pour l'ASN de recueillir les attentes du public et leurs préoccupations en matière de sûreté nucléaire, dans l'optique de sa prise de position sur les conditions de la poursuite de fonctionnement des réacteurs de 1300 MWe après leur quatrième réexamen périodique.

Consultation du public sur le projet de décision de l'ASNR à l'issue de la phase générique du réexamen

L'ASNR a soumis à la consultation du public son projet de décision fixant à EDF des prescriptions au vu des conclusions de la phase générique du quatrième réexamen périodique de ses réacteurs de 1300 MWe.

Cette consultation s'est tenue entre le 16 mai et le 15 juin 2025 sur le site Internet de l'ASNR.

L'ASNR a mis en ligne son projet de décision et des fiches explicatives. Elle a également mis à la disposition du public :

- son projet de rapport d'instruction sur le bilan de la phase générique du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe ;
- la synthèse des expertises menées au titre de cette phase générique [15] ;
- l'avis du groupe permanent d'experts pour les réacteurs sur le bilan de cette phase générique [12].

L'ASNR a également renvoyé vers le site Internet de la concertation nationale organisée en 2024 par le HCTISN sur ce réexamen.

Au début de cette consultation, l'ASNR a organisé un webinaire le 16 mai 2025, qui a réuni environ 140 participants et durant lequel ont été présentés :

- le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe ;
- les dispositions prévues par EDF lors de la phase générique de ce réexamen périodique ;
- les conclusions de l'instruction menée par l'ASNR ;
- le projet de décision de l'ASNR ;
- les modalités de la consultation.

Les participants ont pu, lors de ce webinaire, poser des questions et obtenir des réponses sur des sujets tels que la conformité, le vieillissement, la réévaluation de la sûreté et la protection de l'environnement.

À l'issue de cette consultation, l'ASNR a recueilli 131 contributions sur son site Internet. Certaines personnes se sont exprimées plusieurs fois pour compléter ou réviser leur contribution. Il a ainsi été comptabilisé 122 contributions distinctes réparties de la manière suivante :

- 100 avis favorables ;
- 14 avis défavorables ;
- 8 contributions sans avis exprimé.

Les contributions ont pris des formes multiples, certaines contenaient quelques lignes, d'autres ont fait l'objet de notes de plusieurs pages, voire de rapports détaillés de plus de 50 pages. De manière générale l'ASNR souligne la qualité des contributions recueillies.

Les organismes suivants ont notamment apporté une contribution dans le cadre de cette consultation :

- le ministère des affaires étrangères et européennes, de la défense, de la coopération et du commerce extérieur du Luxembourg ;
- les communes de Pélussin et de Loire-sur-Rhône ;
- l'association nationale des comités et commissions Locales d'information (ANCCLI) ;
- la commission locale d'information (CLI) auprès de la centrale nucléaire de Golfech ;
- la Société française d'énergie nucléaire (Sfen) ;
- l'association Greenpeace France & Luxembourg ;
- l'association France Nature Environnement (FNE) ;
- l'association Voix du nucléaire ;
- l'association Patrimoine Nucléaire et Climat (PNC) ;
- l'association Environnement Durable Alternatif (EDA) ;
- l'association Nuclear transparency watch ;
- l'association Global chance ;
- l'association France active ;
- l'association Sauvons Le Climat (SLC) ;
- l'association Comité de Réflexion, d'Information et de Lutte Anti-Nucléaire (CRILAN).

Par ailleurs, l'ASNR a recueilli les observations d'EDF sur le projet de décision, en application de l'article R. 593-38 du code de l'environnement.

3.2 PRISE EN COMPTE DES OBSERVATIONS RECUEILLIES AU COURS DE LA CONCERTATION NATIONALE MENÉE EN 2024

La concertation nationale menée en 2024 sous l'égide du HCTISN a permis d'identifier des sujets d'attention pour le public.

Le bilan [16] des garants, désignés par le HCTISN pour veiller au bon déroulement de la concertation, liste les questions soulevées et les observations recueillies.

Ces questions et observations touchent aux thématiques suivantes :

- le vieillissement des installations ;
- les enseignements tirés de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi ;
- les conséquences du changement climatique sur le fonctionnement des réacteurs ;
- la capacité d'EDF à réaliser le programme envisagé et les facteurs organisationnels et humains ;
- la gestion des agressions ;
- la comparaison des réacteurs de 1300 MWe avec le réacteur EPR de Flamanville.

L'ASNR observe ainsi une certaine continuité dans les préoccupations exprimées par le public entre la concertation nationale organisée pour les réacteurs de 1 300 MWe et celle organisée précédemment, lors du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe. L'ASNR note en particulier la forte attention du public sur la maîtrise du vieillissement des installations et sur leur résilience aux agressions naturelles dont l'intensité est amplifiée par les effets du changement climatique.

La suite du présent chapitre explicite, pour chacune des thématiques, les préoccupations relevées lors de la concertation ainsi que les réponses que l'ASNR y apporte au regard de l'instruction menée pour ce réexamen périodique et de sa position sur ce dernier.

Le vieillissement des installations

La maîtrise du vieillissement des installations constitue un objectif important du réexamen périodique qui est traité au paragraphe 4.2 du présent rapport. Sur ce sujet, les principales questions ont porté sur :

- le vieillissement des enceintes de confinement au regard de l'évolution du béton et des renforcements apportés par l'application de peaux composites sur les parois internes ;

Concernant le vieillissement des enceintes de confinement, EDF identifie différents mécanismes de vieillissement des parois internes dont la perte de précontrainte et des pathologies liées au gonflement du béton. Pour la perte de précontrainte, EDF s'appuie sur des actions de surveillance et sur une réévaluation du comportement mécanique des enceintes. Pour les pathologies liées au gonflement du béton, EDF a mis en place une surveillance particulière. L'ASNR considère que le suivi de l'état des enceintes de confinement des réacteurs de 1300 MWe et la surveillance de leur comportement mécanique sont satisfaisants. Les déformations attendues des enceintes d'ici à leur cinquième réexamen périodique devraient rester limitées (voir paragraphe 4.3.2).

Concernant les revêtements d'étanchéité placés sur l'intrados de la paroi interne de l'enceinte, l'ASNR souligne leur intérêt pour assurer la fonction de confinement en situation accidentelle. À l'issue de l'instruction EDF a indiqué renoncer à la démonstration de la qualification aux accidents graves des revêtements placés à l'intrados et ainsi à leur valorisation pour ces accidents. Ce point fait l'objet de la prescription [RP4-1300-CONF-G] de la décision de l'ASNR [20] et de la demande n° 5 de l'ASNR [22] (voir paragraphe 4.3.2) ;

- l'obsolescence de certains matériels notamment celle des automates et du contrôle-commande ;

La maîtrise de l'obsolescence s'appuie notamment sur le processus de gestion des pièces de rechange qui a fait l'objet d'améliorations notables depuis la dernière instruction menée par l'ASN. L'ASNR restera vigilante à ce que le processus mis en œuvre par EDF soit décliné de façon rigoureuse (voir paragraphe 4.2) ;

- la stratégie générale d'EDF sur la maîtrise du vieillissement.

L'approche retenue par EDF pour la maîtrise du vieillissement dépend du caractère remplaçable du matériel considéré. Pour les matériels remplaçables, elle consiste à évaluer leur vieillissement, réaliser des opérations de maintenance pour limiter leurs dégradations, et, si nécessaire, les remplacer. Pour les matériels irremplaçables tels que la cuve et l'enceinte de confinement, elle consiste à vérifier leur capacité à assurer leurs fonctions, en fonctionnement normal ou accidentel, pour les dix années suivant le réexamen du réacteur. Ces analyses conduisent notamment EDF à adapter l'exploitation et la maintenance de ces matériels.

La démarche globale de maîtrise des effets du vieillissement n'appelle pas, dans ses principes, de remarque de la part de l'ASNR (voir paragraphe 4.2). Son application doit être rigoureuse pour assurer la maîtrise du vieillissement des réacteurs dans la perspective de leur fonctionnement au-delà de leur quatrième réexamen périodique. L'ASNR sera attentive aux dispositions mises en place par EDF et leurs effets dans la durée, notamment lors des inspections qui seront réalisées sur ces sujets.

Les enseignements tirés de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi

Le bilan des garants souligne qu'il aurait été judicieux de disposer d'une vue d'ensemble des modifications apportées aux installations à la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi afin de justifier qu'un tel accident ne pourrait se produire sur les réacteurs de 1300 MWe.

L'ASN a publié en 2021 un cahier sur le retour d'expérience de cet accident [17]. Par ailleurs, les modifications apportées aux réacteurs de 1300 MWe à la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi sont présentées au paragraphe 5.8 du présent rapport. Ces modifications ont été initiées en amont du quatrième réexamen périodique :

- dans un premier temps, EDF a mis en place des dispositions temporaires ou mobiles, visant à améliorer la capacité à faire face à des situations de perte totale de la source froide et des alimentations électriques, notamment avec le concours de la force d'action rapide nucléaire (FARN) ;
- dans un deuxième temps, EDF a engagé la mise en place de certains moyens définitifs comme les diesels d'ultime secours (DUS), les sources d'eau ultimes ou les centres de crise locaux.

Ces dispositions sont complétées dans le cadre du quatrième réexamen périodique par des mesures dont les plus importantes sont :

- le remplacement de la pompe réalisant l'injection aux joints des pompes primaires en cas de perte totale des alimentations électriques (« PIJ-ND ») ;
- la disposition ultime d'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement (« EAS-ND ») ;
- l'alimentation de secours en eau ultime des générateurs de vapeur (« ASG-ND ») ;
- le circuit de réalimentation en eau ultime de la piscine d'entreposage du combustible (« SEG-ND ») et son circuit de refroidissement diversifié (« PTRbis ») ;
- le contrôle-commande ultime, la distribution électrique et l'instrumentation du « noyau dur » ;
- les dispositions visant à stabiliser le corium sur le radier de l'enceinte de confinement.

L'ensemble de ces dispositions est jugé suffisant par l'ASNR pour faire face à des situations de perte des sources électriques et de la source froide pendant une longue période, éventuellement cumulées à des événements naturels majeurs (séisme, inondation, tornade, etc.), similaires à celles qui ont affecté la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi. Le déploiement de certaines d'entre elles fait l'objet de prescriptions de l'ASNR dans sa décision prenant position sur le réexamen périodique [20].

Les impacts du changement climatique sur le fonctionnement des réacteurs

Concernant les impacts du changement climatique sur le fonctionnement des installations, les interrogations du public ont principalement été de deux ordres :

- les impacts du changement climatique sur la sûreté des installations, notamment au regard de la hausse des températures et l'augmentation des étiages ;

Concernant la hausse des températures, EDF a réalisé des études évaluant la résilience de ses installations en cas de températures élevées, les niveaux de température retenus ayant une période de retour centennale, couvrant les 30 prochaines années, en tenant compte des évolutions climatiques. Ainsi, suivant les sites, ces températures extrêmes varient de 39 °C pour le site de Flamanville à 46° C pour le site de Golfech. Ces niveaux de température et les études associées ont été jugés satisfaisants par l'ASNR qui encadre par la

prescription [RP4-1300-AGR-A] de sa décision [20] l'intégration, dans le référentiel d'EDF, de la température exceptionnelle à retenir pour le quatrième réexamen périodique (voir paragraphe 5.2.5) ;

Par ailleurs, EDF a mis à jour dans le cadre du réexamen ses études évaluant le fonctionnement de la source froide en situation d'étiage. Ces études sont jugées suffisamment conservatives pour prendre en compte les effets du changement climatique pour dix années de fonctionnement supplémentaires et n'appellent pas de remarque de l'ASNR (voir paragraphe 5.2.3).

- le partage de la ressource en eau et les impacts sur le milieu aquatique en situation d'étiage.

La prescription [RP4-1300-INC-B] de la décision de l'ASNR [20] prévoit que, pour chaque site, une analyse des pratiques d'exploitation portant sur les rejets thermiques, la gestion des rejets liquides et l'utilisation de la ressource en eau soit menée, au regard des données actualisées disponibles et des évolutions hydro-climatiques. Les actions issues de ces analyses permettront d'optimiser le partage de la ressource en eau et de limiter les impacts sur le milieu aquatique en situation d'étiage.

D'une manière plus générale, EDF a mis en place un processus de veille climatique consistant à évaluer les évolutions possibles des niveaux d'aléas résultant du changement climatique et à s'assurer que ces évolutions ne sont pas de nature à remettre en cause le dimensionnement des installations vis-à-vis des aléas climatiques. Ce point est traité au paragraphe 5.2.3 du présent rapport.

La capacité d'EDF à réaliser le programme envisagé et les facteurs organisationnels et humains

Le public s'est interrogé sur la capacité technique et financière d'EDF pour réaliser le programme industriel ambitieux envisagé pour le quatrième réexamen périodique. Sur ce point, l'ASNR souligne que le déploiement des modifications du réexamen périodique se fera en deux phases sur l'ensemble des vingt réacteurs de 1300 MWe. Ce déploiement en deux phases vise d'une part à tenir compte des capacités industrielles des fournisseurs et des prestataires d'EDF à mettre en œuvre les modifications, et d'autre part à faciliter l'appropriation par les équipes sur le terrain des modifications apportées aux installations. Il tient compte de la capacité du tissu industriel à réaliser les modifications avec le niveau de qualité attendu et sera identique sur tous les réacteurs de 1300 MWe afin de limiter les aléas. L'ASN ne s'est pas opposée à ce principe de déploiement des modifications en deux phases, sous réserve que les modifications portant le plus de bénéfices pour la sûreté soient déployées lors de la première phase (voir paragraphe 5.1).

Par ailleurs, l'ASNR prévoit dans sa décision [20] qu'EDF rende compte annuellement des actions menées pour satisfaire à ses prescriptions, des enseignements qu'elle en tire et de sa capacité à réaliser les actions à venir. Ces éléments seront rendus publics et transmis aux commissions locales d'information.

Le public s'est également interrogé sur la sous-traitance, la formation et, d'une manière plus générale, sur les facteurs organisationnels et humains. Cette thématique est traitée au chapitre 7 du présent rapport. Dans le cadre du quatrième réexamen périodique, EDF a notamment lancé des études visant à analyser la maîtrise de la complexité des situations d'exploitation en vue de dégager des axes d'amélioration.

La gestion des agressions

Concernant les agressions, les garants relèvent des attentes et des interrogations portant principalement sur les agressions naturelles et les risques liés à l'environnement industriel.

Concernant les agressions naturelles (séisme, inondation externe, vent violent, tornade, etc.), de nombreuses études ont été réalisées dans le cadre du quatrième réexamen périodique, qui ont conduit à la définition de nouvelles dispositions. La mise en œuvre de ces dispositions, complétées par le respect des demandes et des prescriptions de l'ASNR, permettra d'améliorer notablement la sûreté des installations. Ces sujets sont traités notamment au paragraphe 5.2 du présent rapport.

Concernant l'environnement industriel, les garants relèvent des questions portant sur le site de Saint-Alban au regard des usines pétrochimiques se situant à proximité et pouvant générer des « *effets domino* » en cas

d'inondation externe notamment. Ce sujet est traité au paragraphe 5.2.7 du présent rapport. L'ASNR rappelle par ailleurs que certains « *effets domino* » liés à l'environnement industriel ont également été étudiés dans le cadre des évaluations complémentaires de sûreté effectuées après l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, conformément aux prescriptions de l'ASN [5].

La comparaison entre les réacteurs de 1300 MWe et le réacteur EPR de Flamanville

L'objectif retenu pour le réexamen périodique visant à tendre vers les objectifs de sûreté du réacteur EPR a suscité beaucoup d'interrogations de la part du public. L'ASNR rappelle que cet objectif a été décliné de la façon suivante lors des orientations du réexamen [7] :

- pour les accidents de dimensionnement, viser des conséquences radiologiques inférieures au seuil de mise en œuvre de mesures de protection des populations ;
- pour les agressions de dimensionnement, ramener et maintenir en état sûr le réacteur pour des niveaux d'aléas réévalués à l'occasion du réexamen ;
- pour les accidents graves conduisant à une fusion du combustible dans le réacteur, tendre vers des mesures de protection des populations limitées dans l'espace et dans le temps ;
- pour les accidents survenant dans la piscine d'entreposage des assemblages combustibles, rendre résiduel, c'est-à-dire négligeable, le risque de découvrement des assemblages entreposés en piscine, ramener à terme et maintenir durablement l'installation dans un état correspondant à une absence d'ébullition de l'eau de la piscine.

D'une manière générale, l'ASNR juge que les études réalisées par EDF et les modifications qui en découlent, complétées par le respect des prescriptions et des demandes de l'ASNR formulées dans sa décision [20] et dans son courrier [22], permettent de répondre à ces objectifs. Chacun de ces quatre objectifs est traité dans le présent rapport, respectivement aux paragraphes 5.3 et 5.6, 5.2, 5.5 et 5.6, et 5.4.

Par ailleurs, il convient de signaler la démarche retenue par EDF pour analyser le comportement des réacteurs de 1300 MWe en considérant les délais avant la première intervention des opérateurs (voir paragraphes 5.2 pour les agressions, 5.3 pour les études d'accident et 5.4 pour la piscine d'entreposage du combustible) et les situations accidentelles (voir paragraphes 5.3 et 5.4) retenus dans la démonstration de sûreté du réacteur EPR.

EDF estime qu'à l'issue du réexamen le risque de fusion du cœur (hors agressions) sera de $2{,}6.10^{-6}$ par an et par réacteur et le risque de découvrement des assemblages combustibles de 4.10^{-8} (voir paragraphe 5.7) se rapprochant ainsi des objectifs fixés pour le réacteur EPR (respectivement de 10^{-6} et 10^{-8} par an et par réacteur). Par ailleurs la probabilité des rejets tardifs filtrés est diminuée d'un facteur 4 à l'occasion du réexamen. Le quatrième réexamen périodique permettra ainsi de tendre vers les objectifs de sûreté du réacteur EPR.

En outre, à l'occasion du réexamen, EDF mettra en place des améliorations de sûreté directement inspirées des réacteurs de nouvelle génération : c'est le cas par exemple de la fonction de stabilisation et de refroidissement du corium à l'intérieur de l'enceinte de confinement.

Enfin, compte tenu de l'importance et de la fréquence de ce questionnement, l'ASNR a demandé à EDF de produire une synthèse présentant les différences qui subsisteront en termes de sûreté entre les réacteurs de 1300 MWe et le réacteur EPR. Dans cette synthèse, EDF indique que ces différences portent essentiellement sur des dispositions structurantes de conception, comme la disposition plus favorable des différents bâtiments du réacteur EPR, la protection du bâtiment de la piscine d'entreposage du combustible contre les agressions d'origine externe, le nombre de systèmes de sûreté permettant de faire face à un accident ou la conception de ces systèmes. EDF indique également que « *le traitement de ces différences structurantes de conception sur les réacteurs 1300 MWe générerait une très forte complexification de l'installation et pourrait amener à des infaisabilités techniques.* »

Autres sujets relevés par le public

Le bilan des garants évoque également plusieurs sujets connexes au quatrième réexamen périodique, soulevés par le public lors de la concertation nationale.

L'opportunité de prolonger le fonctionnement des réacteurs et la politique énergétique française ont ainsi été abordées, notamment sur la plateforme participative mise en place pour la concertation.

Les études épidémiologiques menées autour des centrales nucléaires ont également été pointées, témoignant de la nécessité de communiquer davantage auprès du grand public sur l'impact des centrales nucléaires sur la santé des riverains.

L'information des populations et, d'une manière plus générale, les mesures de protection des populations en cas d'accident ont fait l'objet de nombreuses questions et échanges durant la concertation nationale. Une méconnaissance des modalités d'alerte et des comportements à adopter est relevée par les garants.

Enfin les interfaces entre sûreté et sécurité ont été jugées parfois difficiles à appréhender pour le public, alors que les questions de sécurité suscitent de plus en plus d'interrogations dans le contexte international actuel.

3.3 PRISE EN COMPTE DES OBSERVATIONS RECUEILLIES AU COURS DE LA CONSULTATION MENÉE PAR L'ASNR SUR LE PROJET DE DÉCISION EN MAI ET JUIN 2025

L'ASNR a soumis à la consultation du public son projet de décision fixant à EDF des prescriptions au vu des conclusions de la phase générique du quatrième réexamen périodique de ses réacteurs de 1300 MWe.

Parmi les contributions reçues, l'ASNR a pris en compte les remarques traitant de la sûreté nucléaire ou de la protection de l'environnement des réacteurs de 1300 MWe d'EDF. Elle tiendra également compte des remarques portant sur le processus de consultation ou de dialogue avec la société civile pour ses prochaines démarches. En revanche, de manière générale, l'ASNR n'est pas compétente en matière de politique énergétique ou industrielle.

Les avis favorables

Les avis favorables portent soit sur le projet de décision de l'ASNR, soit sur la poursuite du fonctionnement des réacteurs pour dix années supplémentaires.

Près des deux tiers des avis favorables sont exprimés sur la base d'arguments qui ne sont pas en lien direct avec la sûreté nucléaire ou la protection de l'environnement et qui reposent sur des considérations industrielles ou de politique énergétique. Dans de nombreux avis, les contributeurs mettent en avant que l'énergie nucléaire est une énergie émettant peu de gaz à effet de serre et qu'elle peut donc jouer un rôle prépondérant dans la lutte contre le changement climatique. De nombreux contributeurs soulignent également que l'énergie nucléaire est une énergie pilotable nécessaire à la stabilité du réseau électrique, dans un contexte où les énergies renouvelables intermittentes sont amenées à se développer. D'autres considèrent que l'énergie nucléaire est une énergie compétitive, importante pour le maintien et le développement de l'industrie en France. Enfin, certains contributeurs estiment que la poursuite de fonctionnement des réacteurs permettra d'éviter de construire de nouveaux réacteurs, préservant ainsi les ressources et limitant les coûts et les déchets, que l'énergie nucléaire est une énergie contribuant à la souveraineté énergétique de la France et qu'à l'étranger la durée de fonctionnement de certains réacteurs a été prolongée jusqu'à 80 ans.

Les avis favorables fondés sur des arguments en lien avec sûreté nucléaire ou la protection de l'environnement mettent en avant que le quatrième réexamen périodique permettra de rapprocher le niveau de sûreté des réacteurs de 1300 MWe de celui des réacteurs de troisième génération et en particulier du réacteur EPR de Flamanville.

Les contributeurs estiment également que l'intégration du retour d'expérience international, et en particulier celui de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, est un point très positif. La réévaluation des

agressions prévue dans le cadre du réexamen périodique, notamment des agressions climatiques d'intensité extrême, est également mise en avant par de nombreux contributeurs pour justifier leur position favorable. Dans une moindre mesure, les commentaires soulignent la prise en compte des accidents et notamment des accidents avec fusion du cœur ou ceux concernant la piscine d'entreposage du combustible ainsi que la réduction des impacts sur l'environnement.

Par ailleurs, certains contributeurs accompagnent leur avis favorable par des réserves portant principalement sur les résultats des contrôles qui seront réalisés lors du réexamen périodique, notamment sur la cuve, le circuit primaire et l'enceinte de confinement. D'autres réserves portent sur la complexification de l'exploitation à laquelle pourraient conduire les nombreuses modifications envisagées lors du réexamen périodique et l'importante nouvelle documentation que les équipes d'exploitation seront amenées à appliquer. Ainsi, plusieurs contributeurs se sont déclarés favorables à la réalisation des modifications en deux phases afin de faciliter leur intégration et de tenir compte des capacités industrielles des fournisseurs et des prestataires. Deux contributeurs ont évoqué le retour d'expérience du quatrième réexamen des réacteurs de 900 MWe. Enfin une contribution relève la forte technicité du sujet le rendant difficilement accessible au public et attend plus de transparence sur le suivi environnemental des sites, notamment sur la qualité des eaux et des sols.

Les avis défavorables

Un tiers des avis défavorables est exprimé sans apporter d'éléments précis en lien avec la sûreté nucléaire ou la protection de l'environnement. Parfois ces contributions mettent en avant d'autres arguments comme le coût de l'énergie nucléaire ou la priorité à donner aux énergies renouvelables ou à la sobriété énergétique.

Les autres avis défavorables sont souvent très détaillés, avançant de nombreux arguments portant sur la sûreté des réacteurs nucléaires ou sur les impacts qu'ils génèrent sur l'environnement en fonctionnement normal.

En premier lieu, des préoccupations ont été exprimées concernant la gestion du vieillissement des installations. Les critiques ont pointé le manque de démonstration convaincante de la part d'EDF sur la maîtrise du vieillissement des composants critiques des réacteurs. Les participants ont demandé des études plus approfondies et des preuves tangibles de la capacité à maintenir la sûreté des installations dans la durée. Des contributeurs mentionnent des craintes vis-à-vis de la tenue mécanique des cuves, de la fissuration par corrosion sous contrainte des lignes auxiliaires du circuit primaire, de la capacité à maintenir la qualification de certains matériels compte tenu de leur vieillissement et des difficultés de remplacement de certains matériels et structures comme la cuve ou l'enceinte de confinement. Certains avis défavorables ont émis des doutes sur la capacité d'EDF à réaliser les travaux attendus, notamment au regard des financements à mobiliser. Par ailleurs la question des déchets nucléaires a été mise en avant par plusieurs contributeurs pour justifier leur position défavorable, considérant que ce sujet reste problématique.

Dans une moindre mesure, certaines contributions remettent en cause le calendrier de travaux envisagé pour le quatrième réexamen périodique, relevant que les équipements du « noyau dur » ne seront pas tous mis en place lors des visites décennales et estimant que la poursuite du fonctionnement des réacteurs ne pourra être acceptée que lorsque tous les travaux nécessaires auront été réalisés.

Une contribution souligne que, avec les normes actuelles, les réacteurs de 1300 MWe ne pourraient pas être construits et qu'il convient donc de les arrêter. Cette contribution considère que le niveau de sûreté atteint par un réacteur de 1300 MWe à l'issue de son quatrième réexamen périodique sera en-deçà de celui du réacteur EPR sur le plan de la conception et de la redondance des systèmes de sûreté, de la protection contre les agressions (notamment contre les risques de chute d'avion), de la prise en compte des accidents graves et des situations extrêmes. Cette contribution conclut à l'impossibilité d'aligner le niveau de sûreté des réacteurs de 1300 MWe sur celui du réacteur EPR et que les modifications envisagées restent coûteuses et complexes, notamment celles portant sur le renforcement du radier.

Certains avis défavorables mentionnent les difficultés à mettre en œuvre les mesures de protection des populations en cas d'accident nucléaire, les incendies ayant affecté les diesels d'ultime secours et les impacts sur la biodiversité en lien avec la raréfaction et le réchauffement de l'eau.

Enfin, un avis souligne attendre des informations ou des clarifications concernant le programme détaillé de déploiement des modifications du réexamen, la stratégie de réparation d'EDF concernant le phénomène de corrosion sous contrainte découvert fin 2021 et les moyens permettant d'évacuer la puissance résiduelle en cas d'accident avec fusion du cœur.

Les contributions sans avis exprimé

Ces avis reprennent certains sujets mentionnés ci-dessus.

Une contribution mentionne que les règles générales d'exploitation des réacteurs sont déjà particulièrement complexes et que, au regard des évolutions attendues, tant matérielles que documentaires, une simplification de ces règles s'avère nécessaire. Cette contribution propose plusieurs solutions : réduire le périmètre des matériels considérés, ne pas intégrer les scénarios d'accident lorsque leur probabilité est suffisamment faible, ne pas intégrer à l'excès les missions prévues pour la Force d'action rapide du nucléaire (FARN) pour conserver sa capacité à faire face à l'imprévu.

Par ailleurs, d'autres contributions portent sur le gainage des combustibles, le caractère suffisant des moyens d'alimentation en eau mis en place à la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, le caractère suffisant des dispositions prévues pour la sûreté de la piscine d'entreposage du combustible, la performance du dispositif de décompression et de filtration de l'enceinte de confinement et le fait de ne prévoir le déploiement du système de refroidissement complémentaire de la piscine d'entreposage du combustible que lors du second lot de déploiement des modifications du réexamen.

La contribution de l'ANCCLI

Dans cet avis, l'ANCCLI considère que la durée de la consultation est trop courte pour une bonne participation de la société civile, malgré les efforts engagés depuis 2019 pour associer le public à la phase générique du réexamen. L'association souligne toutefois l'intérêt du webinaire organisé en début de consultation. Elle rappelle également que les commissions locales d'information constituent des acteurs clés qu'il convient d'informer régulièrement de l'avancement du quatrième réexamen périodique et note à ce titre le bilan annuel prévu à l'article 3 du projet de décision de l'ASNR. A la suite de la consultation, l'ASNR prescrit à EDF de transmettre ce bilan annuel à chaque CLI concernée.

L'ANCCLI a également exprimé le souhait de disposer de plus d'informations sur le lotissement des modifications afin d'identifier plus précisément celles qui seront réalisées lors des visites décennales (phase A) et celles qui seront réalisées lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale (phase B). Elle estime nécessaire que plusieurs modifications relevant de la phase B intègrent la phase A, comme par exemple le déploiement du système de refroidissement complémentaire de la piscine d'entreposage du combustible ou la tenue sismique du dispositif de décompression et de filtration de l'enceinte de confinement.

L'ANCCLI a analysé le projet de décision de l'ASNR et considère que pourraient y être intégrées des prescriptions supplémentaires portant sur :

- le vieillissement, notamment le facteur d'usage, les programmes d'investigations complémentaires relatifs aux générateurs de vapeur et au pressuriseur et les programmes de recherche d'EDF sur la cinétique des phénomènes de gonflement du béton ;
- le dispositif de décompression et de filtration de l'enceinte de confinement ;
- les grands chauds, sur les compléments d'études attendus pour les situations de perte totale des alimentations électriques et de perte de la source froide ;

- les ruptures de tuyauterie à haute énergie, sur les études complémentaires relatives aux effets de jet affectant les matériels mécaniques.

Les prescriptions retenues par l'ASNR dans son projet de décision portent d'une part sur le déploiement des modifications les plus importantes du réexamen et d'autre part sur les études de sûreté structurantes encore nécessaires. La plupart des dispositions mentionnées par l'ANCCLI portent sur des compléments d'étude qu'EDF s'est engagée à apporter, que l'ASNR ne juge pas nécessaire d'encadrer par des prescriptions techniques.

Concernant l'amélioration du dispositif de décompression et de filtration, l'ASNR a demandé à EDF en décembre 2024 d'engager le développement d'une amélioration de la filtration et de prévoir sa mise en place au plus tôt compte tenu des contraintes industrielles. EDF doit transmettre un calendrier de déploiement au plus tard d'ici fin 2026.

Enfin l'ANCCLI a exprimé sa surprise concernant l'échéance de 2027 prévue pour la prescription [INC-A] portant sur l'évaluation des performances ses systèmes participant à la réduction des prélèvements d'eau ou des rejets d'effluents chimiques ou radioactifs. L'ASNR souligne l'ampleur du travail attendu sur cette analyse, qui a pour objectif d'aboutir à une amélioration significative de ces systèmes allant au-delà du travail quotidien réalisé par les équipes d'exploitation.

Éléments de réponse aux principaux sujets soulevés par les contributeurs

Certains sujets soulevés par les contributeurs reprennent des questions ou observations exprimées lors de la concertation préalable (voir paragraphe 3.2). Il s'agit des impacts du changement climatique sur le fonctionnement des réacteurs, de la capacité d'EDF à réaliser le programme de modifications envisagé et de la comparaison entre les réacteurs de 1300 MWe et le réacteur EPR de Flamanville. Ces sujets, qui sont donc développés au paragraphe 3.2, ne sont pas développés à nouveau ici.

Pourquoi le quatrième réexamen périodique de certains réacteurs n'intervient-il pas dans leur 40e année de fonctionnement ?

Le quatrième réexamen périodique n'intervient pas toujours exactement à 40 ans. Cela dépend des décalages enregistrés lors des premiers réexamens. Le quatrième réexamen intervient au plus tard dix ans après le troisième réexamen de chaque réacteur. Ainsi, la sûreté de chaque réacteur est bien réexaminée tous les dix ans.

Maintien et transfert des compétences, formation, gestion de la sous-traitance, qualité des intervenants, etc., les défis sont importants pour l'exploitant des centrales nucléaires en France. Est-il raisonnable d'en demander autant à EDF ?

Le déploiement du quatrième réexamen périodique sur les 20 réacteurs de 1300 MWe constitue un défi majeur pour EDF. Avec celui des réacteurs de 900 MWe, il nécessitera, pour EDF et ses sous-traitants, un investissement humain sans précédent depuis la construction de ces réacteurs. L'ASNR a examiné les dispositions spécifiques mises en place par EDF pour prendre en compte les facteurs organisationnels et humains lors de la conception et la réalisation des modifications.

L'ASNR prescrit la réalisation en deux temps des travaux sur chaque réacteur, d'une part afin de tenir compte de la capacité du tissu industriel à les réaliser avec le niveau de qualité attendu, d'autre part, pour permettre aux opérateurs d'intégrer, par étapes, ces modifications importantes de l'installation. Les modifications les plus importantes pour la sûreté seront réalisées en premier.

L'ASNR pourrait-elle demander des fermetures de réacteurs si EDF ne peut réaliser les travaux issus des prescriptions ?

L'ASNR peut à tout moment suspendre le fonctionnement d'un réacteur en cas de danger grave et imminent. Cela fait partie de sa mission de contrôle permanent des installations nucléaires. La fermeture définitive d'un

réacteur nucléaire pour des raisons de politique énergétique est, quant à elle, décidée par le Gouvernement et non par l'ASNR.

Par ailleurs, EDF doit rendre compte annuellement à l'ASNR de sa capacité industrielle à réaliser dans les délais les améliorations de sûreté attendues. L'ASNR demande à EDF d'anticiper les risques, notamment économiques, qui pourraient faire obstacle à la réalisation de certains travaux et de remédier aux difficultés qui seraient identifiées. Si EDF considère qu'elle ne peut pas, pour des raisons techniques ou économiques, mettre en œuvre les prescriptions de l'ASNR, le fonctionnement du réacteur devra être arrêté.

Pourquoi toutes les modifications déterminées par l'ASNR dans sa décision ne sont-elles pas réalisées en une seule fois, lors des visites décennales ?

Les modifications des installations sont abordées au paragraphe 5.1 du présent rapport qui explicite les éléments justifiant que toutes les modifications prévues dans le cadre du réexamen ne sont pas réalisées en une seule fois, lors des visites décennales, mais en deux fois, lors de deux phases. Ce paragraphe décrit également les principales modifications déployées lors de chaque phase, par thématique du réexamen. Il précise les principes suivis pour définir les deux phases, la phase A lors de la visite décennale, et la phase B lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale.

Le public – celui des commissions locales d'information, les riverains, et au-delà – pourra-t-il être informé de l'avancée des travaux ?

L'ASNR prescrit à EDF de rendre compte annuellement des actions qu'elle met en œuvre pour répondre à ses prescriptions et demande à ce que ce bilan soit rendu public et transmis aux commissions locales d'information concernées.

Comment est assurée la maîtrise du vieillissement de la cuve ?

Dès l'origine, les cuves ont bénéficié d'une surveillance importante du fait des effets de l'irradiation, qui conduisent à une dégradation de certaines propriétés mécaniques de leur acier.

En premier lieu, chaque cuve fait l'objet, tous les dix ans, d'une inspection complète de sa partie la plus irradiée appelée « *zone de cœur* ». Cet examen a pour objectif de vérifier d'une part que les défauts de fabrication éventuels n'ont pas évolué et d'autre part qu'aucun nouveau défaut n'est apparu. En second lieu, des capsules contenant des échantillons de l'acier ont été placées à l'intérieur de la cuve lors de la mise en service du réacteur. Ces capsules sont situées au plus près du combustible, subissant ainsi une irradiation plus élevée. Elles sont régulièrement extraites et leur analyse permet d'estimer le comportement futur de l'acier. Les résultats des essais mécaniques réalisés sur les échantillons doivent permettre de montrer que le vieillissement à venir de la cuve reste acceptable.

Lors du quatrième réexamen périodique des réacteurs, EDF a décidé d'introduire huit grappes en hafnium afin de limiter l'irradiation (aussi appelée fluence) aux endroits où elle est la plus forte (c'est-à-dire où les assemblages combustibles sont les plus proches de la cuve). Ces grappes permettent en effet de limiter le nombre de neutrons dans leur voisinage et donc de ralentir le vieillissement de l'acier.

Avant le redémarrage d'un réacteur à l'issue de sa visite décennale, l'inspection de la cuve associée aux études effectuées avec la valeur de la fluence envisagée pour les dix années suivantes permet à EDF et à l'ASNR de se positionner sur l'acceptabilité de la poursuite du fonctionnement du réacteur pour les dix ans qui suivent la visite décennale.

Évolutions à la suite de la consultation

D'une manière générale, l'ASNR souligne la qualité des contributions reçues. La plupart des observations du public recoupent celles recueillies lors des différentes actions de dialogue avec la société civile mises en œuvre depuis 2019 sur ce réexamen. Ces observations avaient déjà été prises en compte par l'ASNR dans

son projet de décision. Pour les nouveaux sujets soulevés, l'ASNR s'est assurée qu'ils avaient bien été examinés lors de l'instruction dès lors qu'ils relevaient du processus de réexamen.

À la suite de la consultation, l'ASNR a mis à jour sa décision et les documents l'accompagnant.

Cette consultation a montré qu'il convient de poursuivre la diffusion de l'information auprès du public, en particulier sur l'avancement du réexamen. L'ASNR a ainsi complété sa décision en prescrivant à EDF de transmettre aux CLI concernées le bilan annuel qu'elle doit établir sur le sujet. Cette disposition favorisera une information régulière des CLI, notamment en vue des enquêtes publiques sur les rapports de conclusion des réexamens.

Par ailleurs, l'ASNR a mis à jour son rapport d'instruction, notamment pour expliciter les principes suivis pour définir les deux phases de modifications déployées lors du réexamen, la phase A lors de la visite décennale, et la phase B lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale. Ce rapport indique également pour chaque thématique du réexamen, les principales modifications qui sont intégrées à la phase A et celles qui sont intégrées à la phase B.

L'ASNR a également publié un cahier intitulé « *Réacteurs nucléaires de 1300 MWe – Quelles conditions pour la poursuite de fonctionnement des réacteurs au-delà de 40 ans ?* » afin de répondre à certaines interrogations soulevées.

Enfin, l'ASNR a prévu d'organiser avec l'ANCCLI à l'automne 2025 un échange sur les points d'attention exprimés par le public. D'autres échanges seront organisés en lien avec chaque CLI à l'occasion des enquêtes publiques à venir. Le dialogue avec la société continuera également dans le cadre des prochains réexamens périodiques des réacteurs d'EDF.

3.4 ASSOCIATION DU PUBLIC APRÈS LA PHASE GÉNÉRIQUE DU RÉEXAMEN

Les rapports de conclusion de réexamen remis par EDF pour le quatrième réexamen périodique de chacun des réacteurs de 1300 MWe donneront lieu à une enquête publique, pour chaque site concerné, au fur et à mesure de leur réexamen.

L'ASNR soumettra par ailleurs à la consultation du public les projets de prescriptions qu'elle jugera nécessaires pour la poursuite de fonctionnement de chacun des réacteurs dans le cadre de la phase spécifique de leur réexamen.

4 POSITION DE L'ASNR SUR LA CONFORMITÉ DES INSTALLATIONS ET LA MAÎTRISE DU VIEILLISSEMENT ET DE L'OBSOLESCENCE

Conformément à l'article L. 593-18 du code de l'environnement, le réexamen périodique d'une installation nucléaire de base doit permettre d'apprécier sa situation au regard des règles qui lui sont applicables.

La vérification et le maintien dans le temps de la conformité des installations s'articulent principalement autour :

- d'une vérification de la conformité des équipements et structures à leurs exigences définies[4] et, le cas échéant, la réalisation des actions de remise en conformité nécessaires ;
- de la maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence.

Le réexamen périodique constitue un cadre privilégié pour se réinterroger sur les moyens de démontrer le caractère suffisant et l'efficacité des dispositions mises en œuvre pour maintenir cette conformité.

La démarche d'EDF de vérification et de maintien dans le temps de la conformité des installations lors des réexamens périodiques s'appuie sur cinq dispositions : l'examen de conformité des tranches (ECOT), des vérifications *in situ*, le programme d'investigations complémentaires (PIC), les dispositions de maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence et les essais particuliers à réaliser lors des visites décennales. Ces dispositions sont réalisées en complément de la maintenance courante, de la surveillance en exploitation et du traitement des écarts détectés lors de l'exploitation.

De plus, EDF a réalisé un travail important de vérification de la conformité de certains équipements ou systèmes, comme les systèmes participant au confinement (voir paragraphe 4.3.2), les groupes électrogènes de secours à moteur diesel (voir paragraphe 4.3.4) et les systèmes utilisés pour la recirculation de l'eau présente au fond des puisards du bâtiment du réacteur, nécessaires dans certaines situations accidentelles (voir paragraphe 4.3.3).

4.1 VÉRIFICATION DE LA CONFORMITÉ

4.1.1 Objectifs spécifiques du réexamen

La vérification de la conformité des réacteurs de 1300 MWe s'inscrit dans un cadre particulier puisque, en 2009, EDF a émis le souhait de poursuivre significativement la durée de fonctionnement de ses réacteurs au-delà de quarante ans. Dans ce cadre, l'ASN a demandé à EDF en 2013 [2] de renforcer notablement l'étendue de l'examen de conformité de chaque réacteur et de son exploitation et de proposer des vérifications, notamment sur la base de « *contrôles in situ, devant couvrir l'ensemble des exigences définies pour les éléments importants pour la protection des intérêts*[5] » (EIP) mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement.

Le retour d'expérience de l'exploitation des réacteurs ayant révélé des insuffisances dans les processus mis en œuvre pour assurer et maintenir dans le temps la conformité des installations aux exigences définies lors de la conception et de l'exploitation, l'ASN a demandé à EDF en 2019, par le courrier en référence [7], de compléter sa stratégie de vérification de la conformité pour le quatrième réexamen périodique en allant au-

[4] Exigence définie : exigence assignée à un élément important pour la protection des intérêts mentionnées à l'article L. 593-1 du code de l'environnement, afin qu'il remplisse avec les caractéristiques attendues la fonction prévue dans la démonstration de sûreté.

[5] Élément important pour la protection : élément important pour la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement (sécurité, santé et salubrité publiques, protection de la nature et de l'environnement), c'est-à-dire structure, équipement, système (programmé ou non), matériel, composant, ou logiciel présent dans une installation nucléaire de base ou placé sous la responsabilité de l'exploitant, assurant une fonction nécessaire à la démonstration mentionnée au deuxième alinéa de l'article L. 593-7 du code de l'environnement ou contrôlant que cette fonction est assurée.

delà des examens de conformité réalisés lors des précédents réexamens périodiques. À cette fin, l'ASN a formulé des demandes articulées autour de cinq axes :

- l'extension du périmètre et des contrôles de la vérification de la conformité ;
- la définition et la réalisation de revues de conception[6] de systèmes importants pour la sûreté ;
- la définition et la réalisation d'essais complémentaires à ceux réalisés habituellement lors des visites décennales ;
- le renforcement de l'organisation mise en place pour traiter les écarts au plus tard lors des quatrièmes visites décennales, en particulier ceux identifiés en amont de celles-ci ;
- la correction des anomalies identifiées dans les études. Ce point est traité au paragraphe 5.3.

4.1.2 Synthèse des contrôles et des essais prévus par EDF

4.1.2.1 Examen de conformité de tranche (ECOT)

À l'occasion du réexamen périodique de chaque réacteur, EDF procède à une vérification appelée « examen de conformité de tranche », visant à contrôler de manière ciblée la conformité du réacteur à son référentiel de sûreté applicable avant le réexamen afin de détecter les éventuels écarts latents et, le cas échéant, les résorber. Cet examen s'appuie sur les dispositions courantes de maintenance et de surveillance ainsi que de traitement des écarts.

La démarche d'EDF pour établir son programme d'ECOT du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe s'est avérée très proche de celle mise en œuvre lors des précédents réexamens. Après intégration des demandes de l'ASN [18] et des compléments définis au cours de l'instruction des orientations du quatrième réexamen périodique, EDF a complété son programme et retenu pour cet ECOT les thèmes suivants :

- le traitement des écarts pour lesquels l'efficacité des actions de résorption n'est pas encore évaluée au moment de la réalisation de l'ECOT ;
- le maintien de la qualification des matériels aux conditions accidentelles ;
- le confinement et la ventilation ;
- la protection contre le séisme (séisme-événement[7], supportages et ancrages), l'incendie, l'explosion d'origine interne, l'inondation d'origine interne ou externe, le frasil ;
- les tuyauterie et bâches du système de distribution d'eau déminéralisée (SER) ;
- les équipements importants pour la maîtrise des risques non radiologiques ;
- les équipements importants pour la maîtrise des inconvénients présentés par les installations.

4.1.2.2 Vérification in situ étendue

En complément du programme d'ECOT mis en œuvre pour le quatrième réexamen périodique, EDF a proposé d'appliquer aux réacteurs de 1300 MWe la démarche de contrôle par des équipes pluridisciplinaires qu'elle a développée pour les réexamens des réacteurs de 900 MWe. Cette démarche consiste en la réalisation, par une équipe multi-métiers et sans utilisation d'outil spécifique ou d'échafaudage, de contrôles visuels *in situ* sur des matériels ciblés de certains systèmes et leur environnement proche, et de « visites globales » visant à évaluer le bon état d'ensemble de ces systèmes.

---

[6] Les revues de conception ont pour objectif, en complément de la vérification de l'état des matériels, de vérifier l'adéquation des études de conception des systèmes avec les exigences fixées par la démonstration de sûreté.

[7] 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.

EDF a retenu, pour déployer sa démarche, des systèmes importants pour la sûreté contribuant directement au repli du réacteur et à son maintien dans un état sûr, à savoir le système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur (ASG), le système d'eau brute secourue (SEC) et les groupes électrogènes de secours (LHP/LHQ). À ce titre, elle a prévu la réalisation de contrôles ciblés sur les pompes ASG, la bâche ASG, les pompes SEC, les échangeurs RRI/SEC et les moteurs diesels LHP/LHQ et leurs circuits auxiliaires.

Par ailleurs, à l'issue de l'instruction par l'ASN des réponses à ses demandes formulées en 2019 [7] et en 2023 [19], EDF s'est engagée en 2023 à réaliser, pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, des contrôles supplémentaires à ceux initialement prévus. Ces contrôles supplémentaires portent sur des équipements examinés lors du quatrième réexamen des réacteurs de 900 MWe (contrôles de tuyauteries, de capteurs, d'ancrages, de supportages, de l'étanchéité des trémies en toiture des bâtiments des groupes électrogènes de secours, d'assemblages boulonnés, de matériels électriques et de contrôle-commande), mais également sur des équipement spécifiques des réacteurs de 1300 MWe (système EDE de mise en dépression de l'espace entre enceintes et KCO de contrôle-commande dit « Controbloc » du réacteur).

4.1.2.3 Revues de conception des systèmes

EDF a identifié les systèmes importants pour la sûreté dont les études de conception n'ont pas été réexaminées depuis la mise en service des installations, dont le retour d'expérience d'exploitation est défavorable ou dont la défaillance augmenterait notablement le risque de fusion du cœur en situation accidentelle. Par ailleurs EDF a adapté son programme de revues de conception, notamment à partir des enseignements des revues réalisées pour les réacteurs de 900 MWe.

Les revues de conception retenues par EDF pour les réacteurs de 1300 MWe concernent globalement les mêmes systèmes que celles des réacteurs de 900 MWe, à savoir les systèmes de réfrigération intermédiaire (RRI), de réfrigération à l'arrêt (RRA), d'alimentation de secours des générateurs de vapeur (ASG), de traitement et de refroidissement de l'eau des piscines (PTR), d'aspersion d'eau dans l'enceinte (EAS) et d'injection de sécurité (RIS), les sources électriques (LHP/LHQ, LHT et LHU), la ventilation support mais également le système de distribution d'air comprimé de régulation (SAR).

Pour chaque système, EDF a :

- identifié, dans le référentiel de sûreté, les exigences applicables, comme par exemple, le débit d'eau à garantir pour une pompe ou la tenue au séisme ;
- vérifié l'adéquation et la cohérence des exigences avec les requis de suivi en exploitation (par exemple, les critères retenus dans les essais périodiques spécifiés dans les règles générales d'exploitation) ;
- précisé le cadre de traitement des incohérences qui seraient identifiées au terme de ces vérifications, le cas échéant à l'aide de contrôles ciblés sur site.

4.1.2.4 Programme des essais particuliers complémentaires

Pour définir les essais particuliers complémentaires à réaliser dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, EDF a analysé :

- la liste du programme d'essais périodiques de son référentiel ;
- la représentativité des essais fonctionnels réalisés lors du premier démarrage au regard de l'état des réacteurs ;
- les enseignements tirés des événements significatifs pour la sûreté intervenus lors de la réalisation des modifications intégrées pendant les troisièmes visites décennales.

En conclusion de cette analyse, EDF n'identifie pas, à ce stade, d'essais complémentaires à mener.

Par ailleurs, EDF a également analysé une liste d'essais établie par l'IRSN dans le cadre de l'instruction du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe. Cette analyse a conduit EDF à retenir la réalisation de neuf types d'essais sur différents matériels, notamment les turbopompes du système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur, les groupes électrogènes de secours, des ballons d'air comprimé et les échangeurs du circuit d'aspersion dans l'enceinte. EDF a également apporté des justifications pour les essais non retenus de la liste établie par l'IRSN.

4.1.2.5 Résorption des écarts

EDF a pris en compte la demande de l'ASN lui demandant « *de renforcer [son] organisation afin d'être en mesure de corriger au plus tôt, et au plus tard lors de la quatrième visite décennale de chaque réacteur de 1300 MWe, les écarts ayant un impact sur la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement, qui auront été identifiés avant le début de chaque visite décennale* » et pour *« les écarts détectés au cours de ladite visite décennale [de les corriger] dès que possible, en tenant compte de leur importance pour la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement »*.

Dans le cas où le traitement de certains écarts ne pourrait pas être effectué à l'issue de la quatrième visite décennale, EDF prévoit de justifier le caractère acceptable du report de leur résorption et de présenter l'échéance de traitement. EDF a également réaffirmé sa volonté de privilégier les remises en conformité dès que possible.

4.1.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen

4.1.3.1 Examen de conformité de tranche (ECOT)

L'ECOT, tel que prévu par EDF pour le quatrième réexamen périodique, consiste essentiellement à dresser un état des lieux de l'application des programmes de base de maintenance préventive existants, voire à les mettre en application pour la première fois, sans procéder, pour la plupart d'entre eux, à des vérifications *in situ* pour vérifier la conformité des équipements.

L'ASNR sera attentive à ce qu'EDF en tire des enseignements et les intègre de manière réactive dans les dispositions d'exploitation courantes, afin de renforcer ainsi la conformité des installations.

De façon générale, l'ASNR considère que les contrôles réalisés dans le cadre des ECOT doivent être complétés par d'autres démarches, qui font l'objet des paragraphes suivants.

4.1.3.2 Vérification in situ étendue

Les contrôles *in situ* additionnels définis par EDF constituent une avancée certaine par rapport aux ECOT réalisés lors des précédents réexamens périodiques des réacteurs de 1300 MWe.

Au cours de l'instruction, les échanges entre l'ASN et EDF ont permis de faire évoluer le périmètre des contrôles, en incluant notamment des spécificités liées aux réacteurs de 1300 MWe. La démarche de vérification *in situ* sur laquelle EDF s'est engagée est appropriée. Elle vient compléter les contrôles prévus dans le cadre des ECOT.

L'ASNR sera particulièrement vigilante aux résultats des actions de maîtrise de la conformité mises en œuvre par EDF lors du réexamen de chaque réacteur et aux enseignements qu'en tirera EDF. L'ASNR suivra notamment les adaptations de la démarche issues du retour d'expérience qu'EDF déploiera au fur et à mesure de ses contrôles.

4.1.3.3 Revues de conception des systèmes

Les échanges avec l'ASN ont permis de converger sur les objectifs des revues de conception à réaliser dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, dont le périmètre n'appelle plus de remarque.

L'ASNR note le travail conséquent de vérification réalisé par EDF qui a ainsi pu traiter des incohérences entre les référentiels de sûreté, les règles générales d'exploitation et le classement de certains matériels.

4.1.3.4 Programme des essais particuliers complémentaires

L'ASNR a analysé la pertinence des essais prévus par EDF, les justifications apportées pour écarter certains essais de la liste établie lors de l'instruction du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, les modalités d'essais envisagées et la nécessité de réaliser d'autres essais au regard des spécificités des réacteurs de 1300 MWe.

L'ASNR considère que, pour certains essais, les conditions de réalisation proposées par EDF nécessitent d'être modifiées, ce qui a donné lieu à des engagements d'EDF.

En ce qui concerne les essais non retenus initialement par EDF, les échanges techniques ont conduit EDF à s'engager à réaliser, sur simulateur d'étude, un essai d'un début de transitoire de repli avec une injection de sécurité intempestive apparaissant au cours du refroidissement, conduit depuis le panneau de repli.

Enfin, l'ASNR considère qu'un essai spécifique aux réacteurs de 1300 MWe doit venir compléter la liste des essais, afin de vérifier le fonctionnement simultané des pompes basse et moyenne pression du système d'injection de sécurité. Le fonctionnement des deux pompes est habituellement vérifié séparément par des essais périodiques, puis une modélisation permet de traiter le cas d'un fonctionnement simultané. Cet essai complémentaire permettra de vérifier les résultats de cette modélisation.

À l'issue de l'instruction, EDF s'est engagée à réaliser cet essai, ce qui est satisfaisant.

L'ensemble du programme d'essais d'EDF fait l'objet de la prescription [RP4-1300-CONF-B] de la décision de l'ASNR [20] et ses modalités de réalisation de la demande nº 1 de l'ASNR [22].

4.1.3.5 Résorption des écarts

L'ASNR rappelle que la résorption, au plus tard lors de la visite décennale, des écarts d'ores et déjà identifiés est une disposition structurante pour envisager un fonctionnement pour dix ans supplémentaires.

Comme pour les réacteurs de 900 MWe, ce point fait l'objet de la prescription [RP4-1300-CONF-A] de la décision de l'ASNR [20]. Pour les réacteurs de 900 MWe, cette prescription était restreinte aux éléments importants pour la protection (EIP) contribuant à la sûreté. Pour les réacteurs de 1300 MWe, conformément aux engagements pris par EDF, elle est étendue aux éléments importants pour la protection contribuant à la maîtrise des inconvénients.

L'application de cette prescription aux réacteurs de 900 MWe a permis de diminuer de façon importante le nombre d'écarts présents sur les réacteurs à l'issue de leur visite décennale. L'ASNR rappelle que l'ensemble des écarts doit être traité dans les meilleurs délais et sera attentive à la bonne application de cette prescription pour les réacteurs de 1300 MWe.

4.2 MAÎTRISE DU VIEILLISSEMENT ET DE L'OBSOLESCENCE

4.2.1 Objectifs spécifiques du réexamen

La maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence des structures, systèmes et composants (SSC) contribue au maintien dans le temps de la conformité des réacteurs. Le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe marque une échéance particulière à cet égard. En effet, certains matériels et équipements étant amenés à fonctionner au-delà de leurs hypothèses initiales de conception, EDF doit démontrer leur capacité à assurer leurs fonctions de sûreté pour au moins dix années supplémentaires. C'est en particulier le cas des composants irremplaçables comme la cuve et l'enceinte de confinement.

Dans ce contexte, l'ASN a formulé, dans son courrier en référence [7], des demandes à prendre en compte dans le cadre du réexamen, notamment d'intégrer l'ensemble des suites données aux avis des groupes permanents d'experts de mars 2018, portant notamment sur les enceintes de confinement et les composants de distribution électrique à fort risque d'obsolescence technologique.

L'analyse détaillée du vieillissement de certains équipements ou structures (cuve, enceinte de confinement, etc.) est traitée au paragraphe 4.3.

4.2.2 Synthèse des contrôles et des essais prévus par EDF

La démarche de maîtrise du vieillissement des installations mise en œuvre par EDF s'appuie sur trois processus opérationnels :

- le processus de maîtrise du vieillissement des structures, systèmes et composants ;
- le processus d'inspection en service et de maintenance ;
- le processus de veille et de traitement de l'obsolescence des matériels et pièces de rechange.

Ces processus sont complétés par le programme d'investigations complémentaires (PIC) et par une démarche de qualification progressive.

La suite de ce paragraphe présentera donc :

- la démarche générale de maîtrise du vieillissement retenue ;
- l'aptitude au fonctionnement et la surveillance des équipements et des structures ;
- la qualification progressive ;
- la maintenance exceptionnelle ;
- la maîtrise de l'obsolescence ;
- le programme d'investigations complémentaires (PIC).

4.2.2.1 Démarche de maîtrise du vieillissement

La démarche de maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence d'EDF repose à la fois sur une analyse générique du vieillissement et de ses conséquences sur les structures, systèmes et composants réalisée par les services centraux d'EDF, et sur une analyse locale spécifique à chaque réacteur à l'occasion de sa visite décennale. Elle s'appuie sur la standardisation des réacteurs, au travers de l'établissement de fiches d'analyse du vieillissement (FAV) et de dossiers d'aptitude à la poursuite de l'exploitation génériques (« DAPE composants ») établis pour chaque composant ou structure potentiellement sensible au vieillissement, dont la défaillance peut avoir un impact sur la sûreté et dont la maîtrise du vieillissement n'est pas démontrable par les dispositions courantes d'exploitation. L'analyse locale réalisée pour la quatrième visite décennale du réacteur se traduit par l'élaboration d'un dossier d'aptitude à la poursuite de l'exploitation (« DAPE réacteur ») et d'un programme local de maîtrise du vieillissement (PLMV) révisé annuellement.

La démarche de maîtrise du vieillissement intègre également un réexamen périodique annuel des FAV génériques et quinquennal des « DAPE composants ».

Pour le réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, EDF reconduit la même démarche que celle mise en œuvre dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, qui est également celle appliquée depuis le troisième réexamen périodique.

4.2.2.2 Aptitude au fonctionnement et surveillance des structures, systèmes et composants

EDF a établi et mis à jour les FAV génériques et les neuf DAPE génériques « DAPE composants » des réacteurs de 1300 MWe.

4.2.2.3 Qualification progressive

Dans la perspective de la poursuite de fonctionnement des réacteurs au-delà de leur quatrième réexamen périodique, EDF a défini une stratégie afin d'étendre la durée de la qualification initiale aux conditions accidentelles (séisme inclus) des équipements électriques et mécaniques. Elle consiste à vérifier qu'un équipement qualifié pour une durée initiale et exploité durant cette durée demeure apte à assurer ses fonctions pour une durée additionnelle dans l'ensemble de ses conditions d'exploitation.

Cette stratégie repose dans un premier temps sur l'établissement de notes de stratégie de qualification progressive (NSQP), qui définissent, pour chaque famille de matériels, les méthodes à mettre en œuvre pour étendre la durée de leur qualification initiale. Puis dans un second temps, la déclinaison de ces méthodes aux différentes familles de matériels permet de vérifier si la durée de leur qualification initiale peut être étendue, au moins d'une durée de dix ans. Si cette vérification n'est pas acquise, l'équipement est remplacé ou rénové. Ces éléments sont formalisés dans les notes de synthèse de qualification (NSQ).

Équipements mécaniques

Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, la démarche d'EDF a consisté à analyser la transposabilité aux réacteurs de 1300 MWe des expertises réalisées pour les réacteurs de 900 MWe, et le cas échéant, à identifier des expertises complémentaires à effectuer. C'est le cas en particulier des pompes des systèmes d'aspersion de l'enceinte (EAS) et d'injection de sécurité (RIS) qui sont d'une technologie particulière. En revanche, pour la robinetterie, EDF a estimé que les matériels déjà expertisés sont représentatifs de ceux des réacteurs de 1300 MWe.

Équipements électriques

Pour ce qui concerne les équipements électriques, EDF conclut au maintien de la qualification en se basant sur des analyses pour 51 % des familles d'équipements et des essais pour 22 %. Pour les autres familles d'équipements électriques, EDF prévoit des remplacements ou des rénovations.

4.2.2.4 Maintenance exceptionnelle

La stratégie de maintenance d'EDF vise à définir les actions à réaliser en vue de la maîtrise du vieillissement ou de l'obsolescence des systèmes, des structures et des composants. Ces actions peuvent relever de la maintenance préventive, de la maintenance exceptionnelle ou de la recherche et développement.

Les opérations de maintenance exceptionnelle consistent en des remplacements, des rénovations ou des réparations significatives qui nécessitent des moyens opérationnels ou financiers importants, ainsi qu'une organisation et des moyens consacrés, tant au niveau national que local, pour décider, programmer, gérer et réaliser ces opérations dans des délais compatibles avec les enjeux de sûreté.

EDF a reconduit pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe les dispositions prévues pour les réacteurs de 900 MWe.

4.2.2.5 Maîtrise de l'obsolescence

La prévention de l'obsolescence des équipements, notamment les équipements qualifiés, dépend de la disponibilité des pièces de rechange : elle nécessite la constitution de stocks suffisants de composants ou d'équipements identiques ou la mise en place d'un approvisionnement pérenne de nouveaux composants ou équipements adaptés ou qualifiés. La disponibilité des pièces de rechange est fortement conditionnée par l'évolution du tissu industriel des fournisseurs, l'arrêt de la fabrication de certains composants et le maintien en activité de leur fabricant. Le risque d'obsolescence des composants des réacteurs dépend de la capacité d'EDF à anticiper ces évolutions dans le respect des exigences de sûreté nucléaire. De plus, en préalable à leur montage, EDF vérifie que les nouvelles pièces de rechange différentes des pièces d'origine ne remettent pas en cause la qualification des équipements sur lesquels elles seront installées. Compte tenu des échelles de temps associées à la conception de nouvelles pièces, une forte anticipation est nécessaire. EDF a fait récemment évoluer son organisation pour intégrer la mise en place d'un dispositif de veille, et permettre à tous les acteurs de créer des alertes pour faire remonter les problèmes détectés portant un risque d'obsolescence.

4.2.2.6 Programme d'investigations complémentaires

Le programme d'investigations complémentaires (PIC) a pour objectif de contrôler des parties de l'installation qui ne bénéficient pas déjà d'un programme de maintenance préventive. Il vise ainsi à vérifier, par sondage sur certains réacteurs lors de leur visite décennale, que certaines zones, non couvertes par un programme de maintenance préventive, ne sont pas sensibles à des mécanismes de dégradation.

EDF prévoit de mener des contrôles dans le cadre du PIC lors des arrêts pour quatrième visite décennale prévus entre 2026 et 2029. EDF prévoit, en cas de découverte d'une dégradation inattendue :

- d'étendre le sondage proposé initialement par une mise à jour réactive de la note définissant le PIC ;
- de mettre à jour le référentiel de maintenance sous deux ans à compter de l'établissement de la synthèse globale du PIC.

EDF a retenu quatre domaines pour lesquels un PIC spécifique a été décliné : les matériels mécaniques des circuits primaire et secondaires principaux, les autres circuits et matériels mécaniques, les ouvrages et structures de génie civil ainsi que les matériels électriques et de contrôle-commande.

4.2.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen

4.2.3.1 Démarche de maîtrise du vieillissement

En 2018, après avoir recueilli l'avis des groupes permanents d'experts pour les équipements sous pression nucléaires (GP ESPN) et pour les réacteurs nucléaires (GPR), l'ASN a indiqué qu'elle considérait que la démarche de maîtrise de vieillissement d'EDF était satisfaisante sous réserve de prendre en compte les demandes formulées dans son courrier [21].

L'instruction des FAV génériques des réacteurs de 1300 MWe a porté sur celles présentant le plus d'enjeux pour la sûreté. Les FAV de statut 2, c'est-à-dire celles pour lesquelles l'analyse de la maîtrise du vieillissement du composant ou de la structure nécessite un dossier d'ingénierie approfondi, ont été systématiquement examinées lors de l'instruction des DAPE composants.

L'instruction a montré qu'EDF a procédé à une évolution de sa méthodologie en ce qui concerne le mécanisme de vieillissement par fatigue, remettant en cause la démarche qui avait été instruite et jugée satisfaisante par l'ASN pour les quatrièmes réexamens périodiques des réacteurs de 900 MWe. En effet, la pertinence de ce mécanisme de vieillissement repose sur la valeur d'un facteur d'usage obtenue par calculs mécaniques. La version applicable du guide méthodologique d'EDF indique que ce mécanisme est considéré comme non pertinent lorsque le facteur d'usage est inférieur à 0,1. Toutefois, à l'occasion du réexamen annuel des FAV

génériques réalisé en 2022, EDF a défini une valeur du facteur d'usage égale à 1 comme nouveau seuil à partir duquel le mécanisme de vieillissement par fatigue est à considérer comme pertinent. De ce fait, de nouvelles FAV relatives au mécanisme de vieillissement par fatigue ne seraient pas créées dès lors que le facteur d'usage sera inférieur à 1 pour la durée de fonctionnent envisagée et que le retour d'expérience sera favorable.

Les facteurs d'usage dépendant fortement des hypothèses retenues pour leur calcul, en particulier de la connaissance des chargements dans les zones susceptibles d'être soumises à des chargements thermohydrauliques locaux, l'ASNR considère que cette évolution du seuil de facteur d'usage n'est pas adaptée pour les composants devant faire l'objet d'une analyse de leur tenue à la fatigue, notamment les équipements des circuits primaire et secondaires principaux. De plus, le retour d'expérience récent montre que des fissures liées à de la fatigue ont été détectées pour des soudures dont le facteur d'usage était largement inférieur à 1 (voir paragraphe 4.3.1.3.6).

À l'issue de l'instruction, EDF s'est engagée à revenir à une valeur du facteur d'usage égale à 0,1 comme nouveau seuil à partir duquel le mécanisme de vieillissement par fatigue est à considérer comme pertinent, ce que l'ASNR juge satisfaisant.

Par ailleurs, compte tenu de l'importance du processus de maîtrise du vieillissement, l'ASNR rappelle la nécessité d'être informée de toute évolution méthodologique [23].

Enfin, le référentiel d'EDF prévoit que, pour les structures, systèmes et composants devant faire l'objet d'une analyse approfondie de la maîtrise du vieillissement, le « DAPE composant » doit permettre de se prononcer sur l'aptitude du matériel à la poursuite de fonctionnement. L'ASNR a constaté que certains « DAPE composant » ne sont pas conclusifs. Ce point a fait l'objet d'une demande spécifique lors d'une inspection d'EDF réalisée en mars 2024 [24].

L'ASNR considère qu'EDF doit appliquer sa démarche de maîtrise de vieillissement de manière rigoureuse dans la perspective d'une poursuite du fonctionnement des réacteurs de 1300 MWe au-delà de leur quatrième réexamen périodique.

4.2.3.2 Aptitude au fonctionnement et surveillance des structures, systèmes et composants

Au cours de l'instruction, EDF s'est engagée à clarifier, mettre à jour et créer des FAV et à apporter des compléments, ce qui est satisfaisant. En particulier, EDF s'est engagée à prendre en compte le nouveau mécanisme de corrosion sous contrainte détecté sur des tuyauteries auxiliaires du circuit primaire principal en acier inoxydable austénitique (voir paragraphe 4.3.1.3.6).

Toutefois, certains points nécessitent des compléments. Ils sont détaillés ci-dessous et au paragraphe 4.3 pour les produits moulés.

Vieillissement thermique des liaisons bimétalliques

Le vieillissement thermique regroupe plusieurs phénomènes susceptibles de modifier les propriétés des aciers. Une FAV de statut 2 concerne le vieillissement thermique des liaisons bimétalliques (LBM) qui sont des soudures en acier inoxydable faisant la liaison entre un composant en acier ferritique et une tuyauterie en acier inoxydable.

Dans le cadre du traitement d'anomalies de la composition chimique du matériau au voisinage de soudures, des campagnes d'essais sont en cours pour approfondir la compréhension des phénomènes d'accélération du vieillissement thermique. Les résultats seront disponibles entre 2026 et 2027. L'ASNR considère que les résultats obtenus permettront à EDF de valider ses hypothèses de vieillissement.

Internes de cuve

Les équipements internes de la cuve comprennent les cloisonnements permettant de limiter le déplacement des assemblages combustibles en conditions normales ou accidentelles, ainsi que l'enveloppe du cœur. Ils sont soumis à différents mécanismes de vieillissement tels que des sollicitations cycliques, l'irradiation ou l'usure.

L'instruction a conduit EDF à créer une FAV portant sur la ségrégation sous irradiation, au même titre que pour les réacteurs de 900 MWe.

EDF développe un nouveau procédé de mesurage des jeux résultant de l'usure des organes de guidage et d'alignement des internes de cuve. Ce procédé ne pourra être mis en œuvre qu'à partir de 2032. L'ASNR souligne l'importance de ce procédé et sera attentive au calendrier de mise en œuvre.

Pathologies du béton

Les phénomènes de réaction alcali-granulat (RAG) et de réaction sulfatique interne (RSI) du béton, non anticipés à la conception et n'ayant pas fait l'objet de précautions particulières à la construction, sont maintenant pris en compte dans le « DAPE composant » relatif au comportement des structures de génie civil affectées par des réactions de gonflement interne du béton, ce qui est satisfaisant.

Les actions de surveillance mentionnées dans le « DAPE composant » sont les suivantes :

- l'application des programmes de maintenance préventive ;
- l'analyse des risques des ouvrages importants pour la sûreté ;
- l'application d'une gamme de maintenance complémentaire pour les ouvrages à risques ;
- des prélèvements de béton analysés en laboratoire, une surveillance renforcée et une auscultation lorsque le gonflement du béton est confirmé et évolutif.

Lors de l'instruction du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, l'ASN avait demandé à EDF de définir des critères et des seuils permettant de juger du caractère acceptable des phénomènes de gonflement interne du béton constatés, au regard des exigences que les structures de génie civil doivent remplir, et d'en intégrer les conclusions au plus tard dans la prochaine révision du DAPE. EDF a défini des critères qui permettent de déclencher des actions de surveillance. La méthodologie de surveillance mise en œuvre par EDF n'appelle pas de remarque.

Néanmoins, à ce jour, l'impact et la cinétique de ces phénomènes sur le comportement de la structure ne sont pas suffisamment quantifiés pour anticiper les actions à mettre en œuvre. EDF s'est engagée à réaliser des travaux de recherche qui permettront de mieux caractériser la cinétique des phénomènes.

Contrôle-commande

Le contrôle-commande participe à des fonctions de surveillance, de régulation et de protection des réacteurs. Il comporte des systèmes d'instrumentation permettant le suivi des paramètres physiques, une interface avec les opérateurs permettant les actions de commande et de surveillance du procédé et des automates chargés d'acquérir les mesures et les commandes des opérateurs, de les traiter, et de commander les actionneurs. Le contrôle-commande est composé de nombreux matériels, comme par exemple des capteurs, des actionneurs, des équipements électromagnétiques (relais, boutons, potentiomètres, etc.) et des équipements électroniques (analogiques ou numériques), dont certains sont sensibles aux phénomènes de vieillissement.

Le contrôle-commande fait l'objet d'un DAPE, car la FAV relative aux équipements électromagnétiques a un statut 2.

Les FAV sur le vieillissement des contacts et isolants des relais d'automatisme et des relais de protection et celle concernant l'usure des parties mécaniques des matériels de la salle de commande et du panneau de repli ont fait l'objet d'une attention particulière de l'ASNR lors de l'instruction.

En ce qui concerne les relais, un référentiel de maintenance est déployé dans le cadre du quatrième réexamen périodique. Pour les matériels de la salle de commande et du panneau de repli, EDF justifie la maîtrise du vieillissement notamment au regard des taux de fiabilité élevés établis sur les matériels de dix réacteurs entre 2020 et 2023 et ne prévoit pas de maintenance préventive.

4.2.3.3 Qualification progressive

Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, EDF a reconduit la stratégie générale visant à étendre, lorsque cela est possible, la durée de la qualification initiale des matériels. Cette stratégie, définie à l'occasion du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, avait été instruite à cette occasion et considérée acceptable par l'ASN.

Équipements mécaniques

L'ASNR considère que la démarche de qualification progressive retenue pour les équipements mécaniques qualifiés à des conditions thermodynamiques accidentelles ou à des doses d'irradiation conséquentes est satisfaisante pour un fonctionnement d'une durée d'au moins dix ans après le quatrième réexamen périodique des réacteurs.

Équipements électriques

L'instruction des notes de stratégie de qualification progressive a porté sur l'exhaustivité des équipements électriques pris en compte, la pertinence des familles de matériels définies par EDF au regard de la diversité des équipements identifiés dans chaque famille et des méthodes de démonstration du maintien de la qualification retenues, et enfin l'adéquation des méthodes sélectionnées, notamment lorsque EDF ne procède ni à un essai, ni à un remplacement ou à une rénovation.

Compte tenu de ces éléments, l'ASNR considère que la démarche de qualification progressive retenue pour les équipements électriques qualifiés aux conditions d'ambiance accidentelle (thermodynamiques, doses d'irradiation) est satisfaisante pour un fonctionnement au-delà du quatrième réexamen périodique des réacteurs.

Concernant les notes de synthèse de qualification, l'instruction a porté principalement sur celles des matériels classés 1E[8] et K1[9]. À l'issue de leur analyse, l'ASNR considère que l'extension de la durée de qualification initiale de ces équipements pour une durée d'au moins dix ans après le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe est acceptable.

4.2.3.4 Maintenance exceptionnelle

EDF poursuit le programme de remplacement des générateurs de vapeur des réacteurs de 1300 MWe qui a débuté en 2018. Les remplacements concernent les générateurs de vapeur équipés de tubes en alliage inconel 600 traité thermiquement (600 TT). À ce stade, les générateurs de vapeur de deux réacteurs de 1300 MWe ont été remplacés. Les autres générateurs de vapeur avec faisceau tubulaire en inconel 600 TT seront remplacés en fonction de l'atteinte du critère de fin de vie qu'EDF a défini à partir du taux de bouchage des tubes.

L'ASNR souligne l'importance du programme de remplacement des générateurs de vapeur et la nécessité d'une anticipation suffisante de ces remplacements.

---

[8] Plus haut niveau de classement de sûreté des matériels électriques.

[9] Matériels classés de sûreté situés à l'intérieur de l'enceinte de confinement, requis pendant ou après l'accident (devant supporter l'ambiance accidentelle du bâtiment du réacteur) et dont la tenue au séisme est requise.

4.2.3.5 *Maîtrise de l'obsolescence*

La maîtrise de l'obsolescence s'appuie notamment sur le processus de gestion des pièces de rechange. Le processus mis en place par EDF pour assurer la disponibilité des pièces de rechange a fait l'objet d'améliorations notables depuis la dernière instruction menée par l'ASN en 2012. Toutefois l'ASNR observe encore des difficultés dans l'approvisionnement des pièces de rechange, pouvant parfois conduire à des défauts de maîtrise des activités de maintenance. L'ASNR restera vigilante à ce que le processus mis en œuvre par EDF soit décliné de façon rigoureuse.

4.2.3.6 *Programme d'investigations complémentaires*

L'ASNR considère que la méthodologie, le délai de mise en œuvre ainsi que le choix des réacteurs tenant compte des spécificités de site ou d'événements particuliers sont satisfaisants pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe.

Générateurs de vapeur

Les enveloppes secondaires des générateurs de vapeur (GV) constituent des composants dits « non ruptibles », c'est-à-dire que leur rupture n'est pas considérée dans la démonstration de sûreté. L'ASNR a constaté que certaines des soudures de ces enveloppes n'ont pas fait l'objet d'un suivi depuis leur mise en service, autre que par contrôle visuel lors des épreuves hydrauliques des circuits secondaires principaux. À cet égard, dans le cadre du PIC du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, à la suite d'une demande de l'ASN [25], EDF contrôle, sur un générateur de vapeur représentatif de chaque type présent, l'ensemble des soudures circulaires ou longitudinales de l'enveloppe secondaire qui ne sont pas examinées de manière périodique au titre du programme de maintenance préventive.

Pour le PIC du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, EDF prévoyait de reconduire cette disposition pour les générateurs de vapeur d'origine, qui sont tous du même type, en répartissant les contrôles de 13 soudures complémentaires sur quatre générateurs de vapeur. L'ASNR considérant ce volume de contrôle complémentaire insuffisant par rapport à sa demande formulée lors du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, qui consiste à contrôler, au minimum, l'intégralité des soudures de l'enceinte secondaire de six générateurs de vapeur, EDF s'est engagée lors de l'instruction à contrôler l'ensemble des soudures circulaires ou longitudinales des enveloppes secondaires de deux générateurs de vapeur d'origine (l'un sur un réacteur de type P4, l'autre sur un réacteur de type P'4).

L'ASNR constate que ce taux de sondage reste toujours inférieur à celui du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe et considère nécessaire de porter à quatre le nombre de générateurs de vapeur dont les soudures des enveloppes secondaires seront contrôlées à 100 % dans le cadre du PIC du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe. **Ce point fait l'objet de la demande n° 3 de l'ASNR [22].**

Pressuriseurs

Comme pour les générateurs de vapeur, l'ASNR note que certaines soudures des viroles des pressuriseurs, qui sont des composants dits « non ruptibles », n'ont pas fait l'objet d'un suivi depuis leur mise en service, autre que par contrôle visuel lors des épreuves hydrauliques des circuits primaires, y compris les soudures longitudinales subissant des chargements plus importants. L'ASNR considère que ces soudures doivent être prises en compte dans l'établissement du PIC du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe.

Au cours de l'instruction, EDF s'est engagée à réaliser des examens complémentaires afin d'atteindre un contrôle à 100 % des soudures constitutives d'au moins un pressuriseur d'un réacteur de type P4 et d'un pressuriseur d'un réacteur de type P'4. Toutefois, EDF ne précise pas la date de réalisation de ces contrôles complémentaires et analyse la possibilité de les intégrer au PIC.

L'ASNR considère que ces contrôles complémentaires doivent être réalisés dans des délais compatibles avec l'établissement de la synthèse nationale du PIC du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, afin de disposer de leurs résultats en vue d'une éventuelle révision des programmes de maintenance dans des délais réduits et adaptés aux enjeux de sûreté, conformément à la méthodologie du PIC. **Ce point fait l'objet de la demande nº 4 de l'ASNR [22].**

Par ailleurs, l'ASNR a noté que, à la suite de l'instruction, EDF s'est engagée à instruire la possibilité de compléter les contrôles de piquages d'instrumentation des pressuriseurs au titre du PIC du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe en raison d'un facteur d'usage sensiblement plus important que pour les réacteurs de 900 MWe.

Contrôles au titre du PIC sur des zones avec dégradations redoutées ou observées

L'ASNR a identifié que le PIC intègre des contrôles définis à la suite de dégradations observées ou redoutées.

D'une manière générale, l'ASNR considère que des investigations complémentaires établies sur la base de dégradations avérées ou redoutées sur les réacteurs de 1300 MWe, même si elle en partage l'intérêt, ne correspondent pas aux objectifs du PIC et doivent être réalisées dans le cadre d'autres prescriptifs de maintenance. Toutefois, la programmation du PIC étant déjà établie et dans l'objectif de ne pas perturber la réalisation de ces contrôles, l'ASNR admet que ces contrôles puissent être portés par le PIC dans la perspective du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe.

Ouvrages et structure de génie civil

La note définissant le programme d'investigations complémentaires du génie civil repose sur une analyse des FAV. Elle identifie trois actions :

- des essais sur éprouvettes pour les revêtements armés des puisards des systèmes d'injection de sécurité (RIS) et d'aspersion de l'enceinte (EAS) ;
- la vérification de l'absence de corrosion interne du fût en acier d'une cheminée du système de ventilation générale du bâtiment des auxiliaires nucléaires (DVN) ;
- le prélèvement et l'analyse d'une manchette au niveau des joints inter-viroles du tampon d'accès des matériels (TAM).

En revanche, les structures inaccessibles ou difficilement inspectables ne font pas l'objet d'investigations complémentaires. Au cours de l'instruction, EDF a indiqué que leur état de vieillissement était déterminé par l'inspection d'une structure visitable contiguë. L'ASNR considère qu'il convient qu'EDF s'assure que la structure visitable présente les mêmes caractéristiques et les mêmes exigences de comportement. **Ce point fait l'objet de la demande nº 2 de l'ASNR [22].**

4.3 REVUES SPÉCIFIQUES DE LA CONFORMITÉ DE CERTAINES FONCTIONS ET DU VIEILLISSEMENT DE CERTAINS ÉQUIPEMENTS

4.3.1 Circuits primaire et secondaires principaux

4.3.1.1 Objectifs spécifiques du réexamen

EDF a transmis en 2018 à l'ASN son programme de travail pour justifier l'intégrité du circuit primaire principal (CPP) et des circuits secondaires principaux (CSP) des réacteurs de 1300 MWe au-delà de leur quatrième réexamen périodique.

Ce programme de travail a pour objectif la mise à jour de l'ensemble des éléments qui concourent à la justification de cette intégrité :

- la mise à jour des analyses mécaniques en tenant compte, en particulier, des évolutions significatives des connaissances issues du retour d'expérience de l'exploitation des réacteurs ;
- la mise à jour des dispositions permettant d'assurer le maintien dans le temps de l'intégrité des circuits primaire et secondaires principaux compte tenu de leurs conditions d'exploitation et de leurs évolutions.

Dans sa position sur les orientations du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe [7], l'ASN n'a pas formulé de remarque sur ce programme qui est similaire à celui mis en œuvre pour les réacteurs de 900 MWe. Il prévoit le recours aux mêmes méthodes. Ainsi, la méthode de relaxation des moments secondaires et la prise en compte des effets d'environnement ont notamment été reconduites (voir paragraphes 4.3.1.2.4 et 4.3.1.3.4).

Toutefois, EDF a informé l'ASN en 2022 de son intention d'utiliser une nouvelle méthode d'évaluation des contraintes sismiques inertielles dans les tuyauteries afin de disposer d'une alternative aux calculs élastoplastiques (voir paragraphes 4.3.1.2.4 et 4.3.1.3.4).

4.3.1.2 Synthèse des études réalisées par EDF et des modifications identifiées

4.3.1.2.1 Tenue en service des cuves des réacteurs

Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, EDF a transmis à l'ASN un dossier de justification de la tenue en service des cuves. Ce sujet revêt une importance toute particulière dans le cadre de l'examen de la poursuite du fonctionnement des réacteurs de 1300 MWe au-delà de leur quatrième réexamen périodique, dans la mesure où les cuves sont des équipements irremplaçables dont la défaillance n'est pas considérée dans la démonstration de sûreté et dont les viroles[10] situées au droit de la zone de cœur, dites « viroles de cœur », sont sujettes au vieillissement par irradiation.

La justification de la tenue en service des cuves repose sur une analyse du risque de rupture brutale des viroles de cuve sur la période allant jusqu'à dix ans après leur quatrième visite décennale. Le risque de rupture brutale découle de la présence conjointe de trois facteurs : la présence d'un défaut, un matériau insuffisamment tenace et un chargement thermomécanique important. L'analyse du risque de rupture brutale des viroles de cœur des réacteurs de 1300 MWe comporte donc les étapes décrites ci-après.

[10] Une virole est un composant cylindrique creux constituant une partie de l'enveloppe externe de la cuve.

Détermination des dimensions de défauts à étudier

La détermination des dimensions des défauts pris en compte dans les études repose d'une part sur la performance des procédés de contrôle (défaut générique), d'autre part sur les résultats des contrôles.

Les dimensions du défaut générique correspondent à celles du plus grand défaut qui pourrait ne pas être détecté par le procédé de contrôle non destructif qualifié utilisé actuellement par EDF. La présence de ce défaut est postulée au point le plus irradié des viroles de cœur.

EDF réalisera des contrôles non destructifs sur toutes les viroles de cœur des cuves des réacteurs de 1300 MWe lors de leur quatrième visite décennale. À l'issue de ces contrôles, EDF s'assurera de l'absence de défauts nouveaux et de la non-évolution de la taille des défauts connus (défauts sous revêtement) par rapport aux résultats des contrôles réalisés lors de la troisième visite décennale. Les cuves concernées par la présence d'un défaut connu sont celles des réacteurs n° 2 de la centrale nucléaire de Paluel, n° 1 de la centrale nucléaire de Flamanville, et n° 2 de la centrale nucléaire de Belleville.

Une analyse spécifique du risque de rupture brutale est effectuée pour les défauts détectés par les contrôles réalisés sur ces viroles. Les dimensions retenues pour ces défauts correspondent à celles déterminées par les contrôles réalisés, majorées des incertitudes associées.

Évaluation des caractéristiques des matériaux

Pour évaluer la fragilisation par irradiation du matériau de la zone de cœur de la cuve, EDF utilise une formule appelée « formule de fragilisation par l'irradiation ». Cette formule s'appuie sur la composition chimique de l'acier des cuves et sur l'estimation de la fluence neutronique au niveau des viroles.

Pour vérifier les prévisions issues de cette formule, EDF a mis en place, dès le début de l'exploitation des réacteurs, un programme de surveillance de l'irradiation consistant à exposer des éprouvettes placées dans des capsules au sein de la cuve, puis à extraire régulièrement ces éprouvettes pour leur faire subir des essais mécaniques. Un indicateur de la fragilisation est l'évolution de la résilience en fonction de la température, déterminée au moyen d'essais mécaniques sur des éprouvettes Charpy. Ces mesures permettent de déterminer l'augmentation de la température de transition fragile-ductile du matériau sous l'effet de l'irradiation.

En parallèle, est déterminée la fluence neutronique reçue par les viroles de cœur, notamment celle au point le plus irradié, ainsi qu'au droit des défauts détectés. Cette évaluation de la fluence neutronique reçue par la cuve est obtenue au moyen de calculs neutroniques et des données issues du programme de surveillance de l'irradiation (PSI) des cuves. Comme pour les réacteurs de 900 MWe, EDF a prévu d'introduire, en périphérie du cœur, au droit des points les plus irradiés de la cuve, des assemblages contenant des crayons neutrophages en hafnium afin de réduire le flux neutronique d'environ 30 % à proximité de ces points. L'expérimentation menée sur un réacteur de 900 MWe a montré l'efficacité des crayons en hafnium pour réduire la fluence de la cuve. Une expérimentation est en cours sur le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Alban afin de valider l'hypothèse retenue de réduction de flux neutronique.

Évaluation des chargements susceptibles d'amorcer le défaut dans toutes les situations de fonctionnement normal, incidentel ou accidentel

EDF a réalisé de nombreuses études thermohydrauliques afin de montrer que toutes les situations présentant un risque de rupture brutale lié à un choc thermique froid important sur les viroles de cœur ont bien été traitées dans son dossier. Cette vérification a été menée selon différentes approches, notamment par la prise en compte des transitoires du domaine complémentaire et par la recherche de transitoires additionnels au dossier des situations, obtenus en cumulant un aggravant aux situations de deuxième et de troisième catégories.

Pour chaque catégorie de situations, EDF a caractérisé les chargements les plus pénalisants pour la tenue de la cuve.

Comme pour les cuves des réacteurs de 900 MWe, EDF a retenu les chargements des accidents de rupture de tuyauterie primaire de diamètre inférieur à trois pouces en troisième catégorie, et non en quatrième catégorie. Ceci conduit à étudier ces accidents avec des coefficients de sécurité[11] plus importants.

Application de la démarche d'analyse du risque de rupture brutale

Cette démarche consiste en la détermination du facteur d'intensité de contrainte au niveau du défaut étudié et en la comparaison de cette valeur avec la ténacité du matériau à l'état vieilli.

Par ailleurs, EDF a, comme elle s'y était engagée en 2015, retenu d'ajouter aux chargements dus aux situations normales ou accidentelles des contraintes résiduelles dans les joints soudés circulaires de la zone de cœur. La valeur retenue est fixée sur la base d'un bilan de connaissances et des pratiques internationales. Pour conforter cette valeur, EDF a lancé en 2021 un programme de travail de mesures de contraintes résiduelles sur une maquette représentative d'un joint soudé circulaire détensionné de cuve de réacteur de 900 MWe. Compte tenu des similitudes entre les cuves des réacteurs de 900 et 1300 MWe, les résultats pourront être extrapolés aux réacteurs de 1300 MWe.

À l'issue de ses études, EDF conclut à la tenue de toutes les cuves des réacteurs de 1300 MWe vis-à-vis du risque de rupture brutale pour les dix années suivant la quatrième visite décennale. La cuve du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Penly fait cependant l'objet d'études complémentaires (voir ci-dessous).

Extension de la zone de cœur

Avec le vieillissement des cuves, la « *zone de cœur* »[12] tend à s'agrandir verticalement. EDF a défini l'extension de cette zone jusqu'à la fin de la période de dix ans suivant la quatrième visite décennale.

Caractéristiques des matériaux des viroles de cœur soumis au vieillissement sous irradiation

EDF a fourni un ensemble important de résultats d'essais et de caractérisations de matériaux irradiés en réponse aux demandes de l'ASN. Parmi ces résultats, ceux du programme de surveillance de l'irradiation (PSI) de la cuve du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Penly montrent une fragilisation de l'acier de cuve supérieure aux estimations issues de la formule de fragilisation par l'irradiation. EDF a engagé un programme d'expertise pour essayer d'expliquer ces résultats. Les conclusions sont attendues pour fin 2027. Ils feront l'objet d'un dossier spécifique en amont de la quatrième visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Penly qui est prévue en 2031.

4.3.1.2.2 Suivi du vieillissement des produits moulés du circuit primaire principal

Les coudes et piquages moulés équipant les branches du circuit primaire principal des réacteurs de 1300 MWe sont fabriqués en acier inoxydable austéno-ferritique qui est sensible au vieillissement thermique. À l'image de ceux des réacteurs de 900 MWe, les produits moulés des réacteurs n° 1 à n° 3 de la centrale nucléaire de Paluel le sont particulièrement. Les produits moulés des autres réacteurs de 1300 MWe sont fabriqués dans une nuance d'acier contenant moins de molybdène les rendant moins sensibles à ce phénomène de vieillissement.

Les coudes, au nombre de vingt par réacteur, sont situés sur la portion du circuit dite « chaude » en entrée du générateur de vapeur et sur la portion du circuit dite « froide », entre la sortie du générateur de vapeur et l'entrée de la cuve. Les piquages moulés sont implantés sur le système d'injection de sécurité sur chaque branche froide du circuit primaire, soit quatre piquages par réacteur.

---

[11] Les coefficients de sécurité imposés dans les calculs de rupture brutale sont définis par l'arrêté du 10 novembre 1999 [27]. Selon la situation de fonctionnement étudiée, un coefficient de sécurité compris entre 1,1 et 2 est appliqué aux chargements, c'est-à-dire aux efforts qui s'exercent au niveau du défaut étudié.

[12] Partie de la cuve où la fluence reçue dépasse 10^{18} n/cm².

Par ailleurs, ces produits moulés comportent des défauts inhérents au mode de fabrication par moulage qui pourraient, combinés au vieillissement thermique, augmenter le risque de rupture brutale.

EDF tire le bénéficie de l'amélioration des connaissances acquises grâce aux réacteurs de 900 MWe au sujet du vieillissement des produits moulés du circuit primaire principal. Ainsi, dans son dossier de justification des réacteurs de 1300 MWe, EDF a retenu de nouvelles hypothèses sur les points suivants :

- la cinétique de vieillissement, en tenant compte des derniers résultats d'essais sur des matériaux vieillis ;
- les analyses mécaniques de résistance des produits moulés pour différents chargements.

EDF a également, en parallèle, révisé sa stratégie de suivi en service et de remplacement de ces composants.

4.3.1.2.3 Zones en Inconel du circuit primaire principal

Les alliages à base de nickel, dits « Inconel », sont utilisés notamment dans le circuit primaire principal des réacteurs, en tant que pièces forgées, laminées ou en tant que soudures et revêtements.

Ces alliages, qui comportent environ 15 à 20 % de chrome, se sont révélés sensibles à la corrosion sous contrainte (CSC) en milieu primaire. Depuis 1989, de nouvelles nuances d'alliage Inconel ont été progressivement introduites en remplacement des nuances précédentes. Ces nouvelles nuances contiennent 30 % de chrome, ce qui se révèle bénéfique pour leur résistance à la corrosion sous contrainte. À ce jour, aucun cas de corrosion sous contrainte n'a été découvert pour ces nouveaux alliages Inconel.

L'enjeu de sûreté associé au phénomène de corrosion sous contrainte est la perte d'intégrité de la seconde barrière de confinement, avec pour conséquences des risques de fuite en service ou de rupture des composants concernés.

La dernière mise à jour[13] du dossier « zones en inconel du circuit primaire principal » a été réalisée en 2018 et couvre le retour d'expérience disponible à fin 2017. Cette révision a été réalisée avant les quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe, conformément à la demande émise par l'ASN [26], et reste valide au regard du retour d'expérience disponible sur cette problématique.

En parallèle de ce dossier, EDF a établi un programme pluriannuel de maintenance des zones en Inconel du circuit primaire principal qui est actualisé chaque année. Ce programme vise à définir la nature et la périodicité des essais non destructifs et des opérations de maintenance à réaliser sur ces zones en tenant compte du retour d'expérience.

4.3.1.2.4 Dossiers de référence réglementaires

Les dossiers de référence réglementaires sont requis par les articles 4 et 5 de l'arrêté du 10 novembre 1999 [27]. Ils regroupent les documents relatifs à la conception, la fabrication et l'exploitation des équipements sous pression nucléaires constitutifs du circuit primaire principal et des circuits secondaires principaux des réacteurs nucléaires à eau sous pression. Ils ont pour objectif de justifier que l'ensemble des équipements qui constituent ces circuits sont aptes à être exploités.

EDF est tenue de mettre à jour ces dossiers pour tenir compte de l'usage effectif des circuits, de leur évolution éventuelle en exploitation et en particulier de l'évolution des propriétés des matériaux et des défauts constatés, ainsi que du retour d'expérience. L'augmentation de la durée de fonctionnement au-delà de la quatrième visite décennale conduit EDF à réévaluer l'ensemble des données d'entrée et le contenu des dossiers de référence réglementaires afin de pouvoir justifier cette poursuite de fonctionnement.

[13] Ce dossier a déjà fait l'objet précédemment de trois révisions, la première en 1995 et les suivantes en 1999 et 2009.

Évaluation des zones sensibles

Une zone est dite sensible quand cette dernière est identifiée comme sensible à la fissuration par fatigue ou à la rupture brutale. L'évaluation du phénomène de fatigue d'une zone est faite en s'appuyant notamment sur un indicateur appelé facteur d'usage. En ce qui concerne le risque de rupture brutale, les études ont pour objectif d'analyser la capacité d'une zone à supporter la présence de défauts lors des transitoires les plus pénalisants.

Les zones sensibles font l'objet d'un suivi à l'aide de procédés d'essais non-destructifs qualifiés.

En particulier, les coins et arrondis des tubulures de cuve n'ayant pas fait l'objet d'un traitement spécifique lors de la fabrication (cuves des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Paluel) sont susceptibles de présenter des défauts sous revêtement. De manière similaire à ce qui est prévu pour les réacteurs de 900 MWe, les deux réacteurs de Paluel concernés par cette problématique seront contrôlés.

Chargements liés à certains transitoires

EDF a prévu d'actualiser le dossier des situations et s'est engagée à analyser l'impact de la mise à jour des dossiers d'analyse du comportement sur la tenue mécanique des équipements concernés et d'adapter le suivi en service si nécessaire à l'échéance de fin 2025.

EDF a mis en place, pour les lignes sensibles à la fatigue thermique, une instrumentation afin d'améliorer la connaissance des chargements thermiques. Les lignes sensibles comprennent les lignes de purge des « branches en U » de deux réacteurs de 1300 MWe ainsi que deux lignes du système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur à proximité du raccordement sur le système d'alimentation normale. Les conclusions des analyses qui tiendront compte des enseignements tirés de ce programme seront transmises à l'ASNR à la fin de l'année 2025.

Méthode de relaxation des moments secondaires

Les chargements induits par les déplacements imposés aux tuyauteries lors des opérations de remplacement de composants du circuit primaire principal sont retenus comme des chargements de nature secondaire[14] par EDF, tout comme ceux dus à l'écart physique du dôme ou à la dilatation thermique. À l'instar des études réalisés dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, EDF utilise la méthode de relaxation des moments secondaires sur les branches primaires pour l'évaluation du risque de rupture brutale. EDF a rédigé une note technique spécifique applicable aux réacteurs de 1300 MWe et a apporté la justification des valeurs des moments secondaires à relaxer dans ses études en cas de remplacement de composants du circuit primaire.

Méthode d'évaluation des contraintes sismiques inertielles

EDF a développé une nouvelle méthode de calculs mécaniques dite « Roche alternative » afin d'évaluer de manière plus réaliste les conséquences des efforts sismiques inertiels. Elle s'applique aux lignes auxiliaires en acier inoxydable austénitique du circuit primaire principal et aux lignes en acier ferritique des circuits secondaires principaux. Cette méthode permet d'établir les sollicitations à prendre en compte pour vérifier la prévention du risque de rupture brutale et le dimensionnement des supportages de tuyauteries.

Vieillissement des matériaux

En vue du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, EDF avait mené des programmes d'essais afin de connaître les propriétés des matériaux jusqu'à 20 ans au-delà de leur quatrième visite décennale pour chacune des zones du circuit primaire principal et des circuits secondaires principaux

[14] Les contraintes secondaires sont associées aux déformations imposées à l'équipement, ainsi qu'aux contraintes résultant des compatibilités de déformation internes à la structure.

concernées par des phénomènes de vieillissement. Les résultats de ces travaux sont transposables aux réacteurs de 1300 MWe, les matériaux de ces réacteurs étant similaires.

Fatigue environnementale des aciers austénitiques et austéno-ferritiques

EDF a proposé un nouveau référentiel d'évaluation des dommages liés à la fatigue environnementale sur les aciers austénitiques et les aciers austéno-ferritiques. EDF s'est engagée, pour mi-2026, à quantifier les conservatismes de ce nouveau référentiel et à réaliser des essais complémentaires afin de valider l'extension de la démarche aux aciers austéno-ferritiques.

EDF ne retient pas d'effet d'environnement sur les aciers constitutifs des circuits secondaires principaux en raison du taux d'oxygène dissous, considéré comme insuffisamment élevé pour induire de tels effets.

4.3.1.2.5 Programme de surveillance des circuits primaire et secondaires

La prise en compte des évolutions de l'état et des conditions d'exploitation des circuits primaire et secondaires principaux se traduit notamment par l'élaboration de programmes de base de maintenance préventive (PBMP).

Les programmes de base de maintenance préventive du circuit primaire principal et des circuits secondaires principaux des réacteurs de 1300 MWe sont transmis à l'ASNR, en application de l'article 4 de l'arrêté du 10 novembre 1999 [27], en amont de leur quatrième visite décennale.

4.3.1.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen

4.3.1.3.1 Tenue en service des cuves des réacteurs

Les conclusions de l'instruction réalisée par l'ASN avec l'appui de l'IRSN font l'objet de la lettre de l'ASNR [28], dont une synthèse est présentée ci-dessous.

En premier lieu, l'ASNR note que la justification de la tenue en service des cuves a été réalisée selon la méthode de démonstration usuelle, déjà employée pour les cuves des réacteurs de 900 MWe.

Défauts considérés dans les viroles de cœur

EDF s'est engagée à statuer, à l'issue des contrôles non destructifs réalisés sur les zones de cœur de chacune des cuves des réacteurs de 1300 MWe au cours de leur quatrième visite décennale, sur l'absence d'évolution des défauts dans la zone de cœur par rapport à l'état observé lors des contrôles réalisés précédemment. Compte tenu de l'engagement d'EDF, ce point n'appelle pas de remarque de l'ASNR.

Estimation de la fluence reçue par la cuve dix ans après la quatrième visite décennale du réacteur

L'efficacité des crayons en hafnium afin de réduire la fluence de la cuve au point le plus irradié a été quantifiée en s'appuyant sur l'expérimentation réalisée sur le réacteur n° 3 de la centrale nucléaire du Tricastin de 900 MWe. EDF s'est engagée à confirmer l'hypothèse retenue de réduction de flux neutronique retenue pour les réacteurs de 1300 MWe sur la base de l'expérimentation menée sur le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Saint Alban. Compte tenu de l'engagement d'EDF, ce point n'appelle pas de remarque de l'ASNR.

Caractéristiques des matériaux des viroles de cœur soumis au vieillissement sous irradiation

Comme lors de chaque réexamen, les résultats du programme de surveillance de l'irradiation (PSI) des cuves ont été comparés à la formule de prévision de la fragilisation par irradiation. Hormis pour le métal de base de la cuve du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Penly, les quelques dépassements observés sur les réacteurs de 1300 MWe sont limités. L'ASNR a demandé [28] un dossier spécifique de justification pour les cas de sur-fragilisation observés pour le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Penly, qui toutefois ne remettent pas en cause la capacité de la cuve à fonctionner pendant la période de dix ans après la quatrième visite décennale. Ces éléments seront instruits par l'ASNR avant le redémarrage suivant la quatrième visite décennale du réacteur, prévue à ce jour en 2031.

L'analyse comparative de la formule de prévision par rapport à l'ensemble des données du PSI a montré que le taux de couverture visé de 95 % n'était pas toujours strictement atteint. L'ASNR a demandé [28] à EDF de vérifier désormais tous les cinq ans que le taux de couverture de 95 % visé pour la formule de prévision n'est pas remis en cause par les nouveaux résultats.

Extension de la zone de cœur

Compte tenu de l'extension de la zone de cœur, le voisinage des supports M situés dans la partie inférieure des cuves pour assurer le maintien radial des structures internes, qui est moins irradié que les viroles au droit du cœur, se trouve maintenant dans la zone de cœur. Cette zone n'est pas couverte par un procédé d'examen non destructif. EDF s'est engagée à réaliser une étude mécanique de sensibilité à la taille du défaut dans ces zones, à échéance de fin 2025, ce qui est satisfaisant.

Évaluation des chargements susceptibles d'amorcer un défaut dans toutes les situations de fonctionnement normal, incidentel ou accidentel

Concernant la sélection des transitoires thermohydrauliques, l'ASNR estime, en l'état actuel des connaissances, que les transitoires les plus sévères pour chaque catégorie de situations ont bien été identifiés par EDF. Pour toutes les catégories de situations, la caractérisation des transitoires les plus pénalisants est également satisfaisante. L'ASNR note que, pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, la brèche la plus pénalisante correspond à une brèche en branche froide, alors qu'elle était en branche chaude pour le troisième réexamen périodique. Ce résultat semble être dû à l'étude d'un plus grand nombre de transitoires et à l'arrêt de l'injection de sûreté, réalisé par l'opérateur au bout de vingt minutes. L'ASNR a demandé [28] à EDF d'étudier la sensibilité des résultats au délai opérateur afin de confirmer la localisation de la brèche la plus pénalisante.

Prise en compte des contraintes résiduelles dans les joints soudés des viroles de cœur

Dans le cadre du dossier « zone de cœur » des cuves de 900 MWe, EDF a justifié la valeur des contraintes résiduelles dans les joints soudés des viroles de cœur retenue en s'appuyant, d'une part, sur les codes de conception et d'exploitation utilisés tant à l'étranger que dans d'autres domaines, et d'autre part, sur des travaux d'étude et de recherche présentant des évaluations expérimentales ou numériques des contraintes résiduelles.

Les échanges techniques ont amené EDF à poursuivre les études à ce sujet, en incluant notamment la réalisation de mesures sur des maquettes représentatives qui pourront également être comparées à des simulations numériques. Les résultats sont attendus en début d'année 2026 et seront également exploitables pour les réacteurs de 1300 MWe.

La valeur retenue est jugée acceptable par l'ASNR, et les travaux en cours sont de nature à confirmer le conservatisme de cette valeur. Par ailleurs, l'ASNR note que la sensibilité des résultats d'analyse du risque de rupture brutale de la zone de cœur aux contraintes résiduelles est modérée.

Conclusion sur l'analyse du risque de rupture brutale des zones de cœur des cuves des réacteurs de 1300 MWe

À la suite de son instruction et de l'avis du groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires [11], l'ASNR considère que la démarche de détermination des données d'entrée des évaluations réalisées ainsi que les résultats associés permettent de justifier l'absence de risque de rupture brutale pendant la période de dix ans après la quatrième visite décennale, sous réserve des contrôles qui seront menés sur chaque cuve.

4.3.1.3.2 Suivi du vieillissement des produits moulés du circuit primaire principal

Les conclusions de l'instruction, réalisée dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe ont fait l'objet de l'avis du groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression

nucléaires en référence [29] et de la lettre de l'ASN en référence [30], dont une synthèse est présentée ci-dessous.

L'ASN a porté globalement une appréciation positive sur les études et expertises menées par EDF sur le vieillissement thermique des coudes moulés dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe. Cette amélioration des connaissances est transposable aux produits moulés en acier des réacteurs de 1300 MWe.

S'agissant de la prévision des effets du vieillissement de ces produits moulés sur la ténacité du matériau, les instructions menées dans le cadre des réunions du groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires tenues en 2016 et en 2019 ont conduit EDF à faire évoluer sa formule de prévision. Compte tenu de difficultés de justification du maintien en service de certains composants situés en branche froide, du fait d'une composition chimique les rendant plus sensibles en termes de vieillissement thermique, EDF a choisi fin 2023 de dissocier la prise en compte des branches froides et des branches chaudes. Les composants de ces deux branches ne subissent en effet pas la même température de service et par conséquent les mêmes effets de vieillissement. Cette évolution de la formule de prévision a fait l'objet d'une instruction [28] avec l'appui de l'IRSN en 2024. L'ASNR considère cette évolution comme acceptable.

Quelques coudes et piquages particuliers de réacteurs de 1300 MWe font l'objet d'une attention particulière car ils présentent un vieillissement plus important qui affecte leurs caractéristiques mécaniques de façon plus notable. Pour ces produits moulés, l'ASNR attend d'EDF une stratégie de traitement adaptée, qui peut impliquer le remplacement de ces composants si celui-ci s'avère nécessaire.

Les composants concernés par cette problématique sont localisés dans la centrale nucléaire de Paluel. Il s'agit du coude 79E du réacteur n° 2 et des quatre piquages du système d'injection de sécurité (piquages RIS) des réacteurs n° 1 et n° 2.

Pour le coude 79E, EDF révise actuellement ses justifications mécaniques pour tenir compte du référentiel du quatrième réexamen périodique et des dernières formules de prévision du vieillissement thermique qui ont été validées.

Par ailleurs, EDF s'était initialement engagée à remplacer, lors des quatrièmes visites décennales des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Paluel, les quatre piquages RIS qui sont les plus affectés par le phénomène de vieillissement thermique. En raison du fort impact industriel du chantier de remplacement et de la programmation resserrée des visites décennales de ces deux réacteurs, EDF a indiqué à l'ASN en octobre 2024 vouloir reporter ce remplacement lors d'une visite partielle après la quatrième visite décennale. À cette fin, EDF a produit des justifications techniques portant sur l'impact d'un tel report sur la sûreté des réacteurs. Après analyse, l'ASNR estime que le maintien en exploitation des piquages concernés jusqu'à l'arrêt programmé quatre cycles après la quatrième visite décennale des réacteurs ne présente pas de risque pour la sûreté et juge acceptable le report sollicité par EDF. Toutefois, l'ASNR considère nécessaire de sécuriser la programmation de ce chantier, dont le but est de remplacer ces piquages par des composants moins sensibles au phénomène de vieillissement thermique et présentant de meilleures caractéristiques mécaniques. **Ce point fait l'objet de la prescription [RP4-1300-CONF-E] de la décision de l'ASNR [19].**

Il est à noter que les piquages équipant le réacteur n° 3 de la centrale nucléaire de Paluel sont justifiés et qu'EDF ne prévoit actuellement pas leur remplacement.

4.3.1.3.3 Zones en Inconel du circuit primaire principal

Les éléments transmis par EDF concernant le caractère suffisant du programme de maintenance des zones en Inconel du circuit primaire principal ont fait l'objet d'une réunion du groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires le 26 novembre 2020.

L'ASNR considère que le programme pluriannuel de maintenance d'EDF est acceptable et cohérent avec les enseignements issus de l'exploitation de ses réacteurs. Toutefois, l'ASNR considère que le suivi en service

des pénétrations de fond de cuve doit être complété. EDF s'est engagée à développer un nouvel examen non destructif permettant de contrôler la soudure qui relie les pénétrations de fond de cuve à la cuve. Cet examen devrait être mis en œuvre pour la première fois entre 2025 et 2027.

4.3.1.3.4 Dossiers de référence réglementaires

L'ASNR a examiné les hypothèses et les méthodes mises en œuvre par EDF dans la révision des dossiers de référence réglementaires des équipements des circuits primaire et secondaires principaux.

L'ASNR considère que la démarche globale mise en œuvre par EDF et instruite dans le cadre de la mise à jour des dossiers de référence réglementaires des réacteurs de 900 MWe est satisfaisante pour les réacteurs de 1300 MWe.

L'ASNR note qu'EDF a prévu de renforcer certains examens comme sur les réacteurs de 900 MWe en contrôlant les arrondis de tubulures des cuves concernées par le risque de défaut sous revêtement (DSR).

Méthode de relaxation des moments secondaires

Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, l'ASNR a poursuivi l'instruction de la méthode de relaxation des moments secondaires. Elle considère que le développement de la méthode, ainsi que la démarche mise en œuvre pour sa validation, sont globalement appropriés. Toutefois, un complément de validation en vue de l'application de la méthode à la « branche en U » du circuit primaire principal devra être transmis en 2026.

Cette méthode n'est pas mise en œuvre pour toutes les zones du circuit primaire principal. L'ASNR a demandé à EDF d'indiquer, dans les dossiers d'analyse de rupture brutale, la méthode utilisée pour évaluer les valeurs de moments secondaires [28].

L'ASNR a aussi émis des réserves sur l'application de la méthode de relaxation aux dilatations thermiques issues des transitoires de la chaudière et demandé d'étudier l'impact sur les résultats de la relaxation des dilatations thermiques sur quelques configurations.

Enfin, l'ASNR estime que les torseurs d'efforts additionnels retenus par EDF pour tenir compte des opérations de remplacement de composants primaires des réacteurs de 1300 MWe présentent un caractère enveloppe.

Méthode d'évaluation des contraintes sismiques inertielles

À la suite de son instruction et de l'avis du groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires [11], l'ASNR n'a pas d'objection au recours à cette méthode. Néanmoins, son instruction a fait apparaître quelques cas de sous-conservatismes conduisant à une légère surestimation du coefficient d'abattement des moments sismiques inertiels. Par conséquent, l'ASNR a demandé [28] d'intégrer dans cette méthode des dispositions appropriées pour garantir son conservatisme pour l'établissement du dossier de justification d'absence de risque de rupture brutale et pour les calculs de dimensionnement des supports des tuyauteries auxiliaires du circuit primaire principal et des tuyauteries des circuits secondaires principaux des réacteurs de 1300 MWe.

Fatigue environnementale des aciers austénitiques et austéno-ferritiques

La méthode de prise en compte des effets de l'environnement primaire développée par EDF permet de recenser les zones dites « sentinelles » en vue de définir le programme de surveillance. L'ASNR considère que la méthode de sélection des zones sentinelles est transposable aux réacteurs de 1300 MWe et que la simplification introduite par EDF pour ces réacteurs de 1300 MWe est acceptable.

4.3.1.3.5 Programme de surveillance des circuits primaires et secondaires

L'ensemble des programmes de base de maintenance préventive du circuit primaire principal et des circuits secondaires principaux des réacteurs de 1300 MWe est actuellement en cours d'analyse par l'ASNR.

4.3.1.3.6 *Prise en compte des phénomènes de fissuration par corrosion sous contrainte et de fatigue des tuyauteries auxiliaires du circuit primaire principal*

À la suite de la découverte de fissures de corrosion sous contrainte (CSC) fin 2021, EDF a mis en place un programme permettant d'investiguer les soudures des tuyauteries des systèmes d'injection de sécurité (RIS) et de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA) de l'ensemble de ses réacteurs.

Les contrôles ont mis en évidence des fissures de corrosion sous contrainte et de fatigue thermique sur plusieurs tuyauteries alors que ces dégradations n'étaient pas redoutées.

La stratégie d'EDF a notamment consisté à remplacer les tuyauteries les plus sensibles et à contrôler les autres tuyauteries. Un premier examen de toutes les soudures réparées lors de la fabrication, présentant une sensibilité possiblement accrue à ces phénomènes, s'est achevé au premier semestre 2025. À l'échelle de l'ensemble des réacteurs d'EDF, 55 % des soudures des zones concernées auront été contrôlées fin 2026. Un programme complémentaire vise à atteindre une couverture de 75 % de ce périmètre d'ici fin 2035.

L'ASNR considère que la stratégie déployée par EDF est satisfaisante.

EDF a transmis fin décembre 2024 un programme de suivi pérenne qui est actuellement en cours d'analyse.

Par ailleurs, un programme complémentaire concernant les lignes de diamètre inférieur à 8 pouces et la ligne d'expansion du pressuriseur est déployé depuis 2024 et se terminera en 2026. Ce programme se concentrera notamment sur les soudures réparées. L'ASNR considère ce programme satisfaisant.

Enfin, l'ASNR note qu'EDF a identifié le mécanisme de corrosion sous contrainte comme avéré dans le dernier recueil des fiches d'analyse du vieillissement transmis fin 2024 et a, en conséquence, modifié ou créé des fiches dédiées pour les lignes concernées. La fiche relative à la fatigue thermique du système d'injection de sécurité en branche froide a également été mise à jour pour tenir compte de défauts de fatigue thermique détectés lors des contrôles.

4.3.2 Bilan de l'état du confinement

Dans une centrale nucléaire, la fonction de sûreté associée au confinement vise, en fonctionnement normal, incidentel ou accidentel, à éviter ou, à défaut, à limiter la dispersion de substances radioactives à l'intérieur de l'installation et dans l'environnement.

Cette fonction est assurée :

- par l'interposition de barrières physiques, telles que l'enceinte de confinement du bâtiment du réacteur, dont l'étanchéité assure un confinement statique des substances radioactives ;
- par des systèmes de ventilation et de filtration contribuant au confinement dynamique des substances radioactives et à la reprise des fuites potentielles des barrières de confinement statique.

4.3.2.1 *Objectifs spécifiques du réexamen*

Les études réalisées et les modifications prévues par EDF dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe ont pour objectif, d'une part, de démontrer, dans le cadre de la poursuite de fonctionnement des centrales jusqu'au cinquième réexamen périodique, l'aptitude des enceintes de confinement à assurer leurs fonctions et, d'autre part, d'améliorer le confinement afin de réduire les conséquences radiologiques en cas d'accident.

Dans sa prise de position sur les orientations du réexamen [7], l'ASN a demandé à EDF d'intégrer la troisième barrière de confinement[15] aux thématiques étudiées dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe.

Ces études ont porté sur :

- le comportement mécanique et le vieillissement des enceintes ;
- les revêtements d'étanchéité de la paroi interne de l'enceinte ;
- l'étanchéité des traversées ;
- le risque de bipasse ;
- le fonctionnement du système de ventilation EDE (abordé au paragraphe 5.5.1).

L'ASN a également demandé [7] à EDF de compléter les programmes de maintenance des enceintes de confinement, par des contrôles au niveau des ceintures toriques et des dômes, et de développer un moyen de contrôle non destructif de l'état des câbles de précontrainte dans ces zones.

4.3.2.2 Synthèse des études réalisées par EDF et des modifications identifiées

4.3.2.2.1 Comportement mécanique et vieillissement des enceintes

Le suivi de l'évolution du comportement mécanique des parois externes des réacteurs de 1300 MWe s'appuie sur des contrôles visuels réalisés tous les dix ans visant à identifier d'éventuelles traces de corrosion ou de fissure. Pour les sites en bord de mer, des contrôles partiels sont également réalisés cinq ans après chaque contrôle complet en vue de rechercher par sondage des traces de corrosion. Des campagnes de réparation sont lancées lorsque des dégradations sont constatées. Cette surveillance est jugée adaptée par EDF.

L'évolution du comportement mécanique des parois internes des réacteurs de 1300 MWe est suivie au cours du temps par un dispositif d'auscultation qui mesure les déformations. Ce dispositif est constitué de différents capteurs, notamment d'extensomètres et de pendules, qui mesurent les déformations de l'enceinte.

Le comportement mécanique de la paroi interne fait également l'objet d'un suivi lors des épreuves décennales[16], à l'occasion desquelles l'intérieur de l'enceinte est porté à une pression représentative des conditions accidentelles.

EDF a étudié le comportement mécanique des parois internes sur la base des déformations mesurées par le dispositif d'auscultation en situation normale et lors des épreuves décennales. EDF conclut que la tenue structurelle de la paroi interne est justifiée pour une durée d'exploitation des réacteurs allant au moins jusqu'à leur cinquième réexamen périodique.

Les enceintes sont concernées par plusieurs mécanismes de vieillissement :

- la perte de la précontrainte du béton, qui a un impact sur la tenue structurelle des parois internes ;
- les diverses pathologies qui peuvent créer des défauts (fissures, porosité, gonflement localisé, etc.) et modifier les caractéristiques mécaniques de l'enceinte. Ces défauts peuvent être de nature à fragiliser l'intégrité des armatures de ferraillage ou la tension dans les câbles de précontrainte ;
- la dégradation des revêtements (peinture, revêtement d'étanchéité) ;

[15] La troisième barrière de confinement désigne l'enceinte de confinement du bâtiment du réacteur, la première et la deuxième barrières désignant respectivement la gaine des crayons combustibles et l'enveloppe du circuit primaire principal.

[16] L'épreuve décennale de l'enceinte consiste à en tester la résistance et l'étanchéité en lui appliquant une pression interne de 4,8 bars pour les réacteurs de type P4 et 5,2 bars pour les réacteurs de type P'4. Après gonflage de l'enceinte, lorsque la pression est atteinte, le taux de fuite de l'enceinte est mesuré. Ce taux doit être inférieur à une valeur limite qui est déduite de la valeur indiquée dans le décret d'autorisation de création (DAC). À l'occasion de cette épreuve, des examens visuels et des mesures des déformations de l'enceinte sont également réalisés.

- le dysfonctionnement de l'instrumentation qui permet de suivre le comportement des enceintes (automate, extensomètres, thermocouples, etc.).

EDF a établi des fiches d'analyse du vieillissement (FAV) pour chacun de ces mécanismes. Les fiches d'analyse du vieillissement relatives à la perte de précontrainte des bétons et aux pathologies liées au gonflement du béton mettent en évidence que les dispositions courantes d'exploitation et de maintenance ne permettent pas, sans complément, de garantir la maîtrise du vieillissement des réacteurs de 1300 MWe dans le cadre de leur quatrième réexamen périodique.

En ce qui concerne la perte de précontrainte des bétons, EDF démontre l'aptitude à la poursuite d'exploitation des enceintes jusqu'à la cinquième visite décennale sur la base d'une part de l'explicitation des actions de surveillance mises en œuvre en fonctionnement normal, en arrêt ou lors de l'épreuve décennale et d'autre part de la réévaluation du comportement mécanique des enceintes en situations normale ou accidentelle. Cette réévaluation est effectuée à partir de huit modèles d'enceinte, soit un par site, et en tenant compte des données issues du retour d'expérience. De plus, le suivi lié à des mesures extensométriques de déplacements permet de surveiller les phénomènes de fluage du béton.

En ce qui concerne les pathologies liées au gonflement du béton, EDF précise dans son « DAPE composant » la méthodologie de surveillance mise en œuvre (voir paragraphe 4.2.3.2).

4.3.2.2.2 Revêtements d'étanchéité de la paroi interne

Historique du déploiement des revêtements d'étanchéité

Les épreuves des enceintes de confinement ont pour objectif de vérifier le respect des critères d'étanchéité figurant dans le décret d'autorisation de création des réacteurs. L'ensemble des enceintes des réacteurs de 1300 MWe ont respecté les critères de taux de fuite lors de l'épreuve réalisée au cours de leur troisième visite décennale (taux de fuite maximal autorisé de 1,5 % par jour de la masse de gaz contenue dans l'enceinte pour les parois internes et de 1 % pour les parois externes).

Pour respecter le critère portant sur les parois internes, EDF a mis en place des revêtements d'étanchéité :

- à l'intrados des parois internes à partir de 1998 pour tous les réacteurs de 1300 MWe, avec deux types de revêtements différents ;
- à l'extrados des parois internes à partir de 2015 pour huit réacteurs de 1300 MWe (les réacteurs n^{os} 1 et 2 des centrales nucléaires de Flamanville, Belleville et Golfech ainsi que les réacteurs n^{os} 3 et 4 de la centrale nucléaire de Cattenom[17]) avec trois types de revêtements différents.

Par ailleurs, à la suite de la caractérisation du comportement particulier des dômes des parois internes des réacteurs de 1300 MWe de type P'4[18] en cas d'accident grave, EDF a décidé de déployer des revêtements à l'extrados sur les dômes des parois internes de ces réacteurs suivant un calendrier s'échelonnant jusqu'en 2030 (ces revêtements étant les mêmes que ceux mis en œuvre par ailleurs à l'extrados).

Qualification aux accidents graves des revêtements d'étanchéité

Dans les évaluations des conséquences radiologiques des accidents graves, EDF valorise la résistance des revêtements d'étanchéité pendant les quatre premiers jours de l'accident. Afin de démontrer la qualification

[17] Le réacteur n^{o} 2 de la centrale nucléaire de Golfech et le réacteur n^{o} 4 de la centrale nucléaire de Cattenom ont fait l'objet de pose de revêtement à l'extrados afin de démontrer la capacité industrielle à réaliser de tels travaux.

[18] Le dôme des enceintes des réacteurs de type P'4 présente la particularité de reposer sur des poutres en béton. En cas d'accident grave, des comportements thermomécaniques différentiels du dôme et des poutres qui le supportent peuvent conduire à l'ouverture de fissures sur le dôme.

des revêtements aux conditions d'irradiation et thermohydrauliques rencontrées en cas d'accident grave, EDF a réalisé plusieurs campagnes d'essais en laboratoire portant sur leurs capacités d'adhérence et d'étanchéité.

Pour les revêtements utilisés à l'intrados, les campagnes d'essais suivantes ont porté sur un des deux types de revêtement utilisés :

- une campagne d'essais menée en 2014, desquels EDF conclut à une démonstration du maintien des propriétés d'étanchéité du revêtement jusqu'à quatre jours et du maintien global des propriétés d'adhérence permettant d'éviter un décollement avec toutefois une dégradation locale de ces propriétés dès l'entrée en phase d'accident grave. Toutefois ces essais n'ont pas été jugés reproductibles ;
- une campagne d'essais menée en 2022 en vue de compléter la campagne d'essais de 2014. EDF estime que les résultats de cette campagne ne sont pas exploitables. Ainsi, EDF n'en tire pas de conclusion, considérant que certains résultats sont aberrants et présentent une dispersion importante pour les mesures d'étanchéité.

À l'issue de la campagne d'essais menée en 2022, EDF a établi une nouvelle procédure d'échantillonnage et de réalisation des essais d'étanchéité. EDF s'est engagée à réaliser d'ici fin 2026 une nouvelle campagne d'essais sur le type de revêtement déjà testé en 2014 et en 2022.

Dans l'attente des résultats de cette nouvelle campagne, EDF a transmis une étude de sensibilité sur les conséquences radiologiques, en considérant différentes cinétiques de dégradation des revêtements déployés à l'intrados des parois internes. Cette étude identifie un impact sur les conséquences radiologiques essentiellement si les peaux composites perdent leur étanchéité dès l'entrée en accident grave, avec notamment une augmentation de l'ordre de 50 % de la dose efficace calculée à 24 heures et à 500 mètres. Les conséquences radiologiques au-delà de 24 heures ne sont pas notablement affectées.

Pour les revêtements employés à l'extrados des parois internes, EDF a mené en 2022 une campagne d'essais portant sur les trois types de revêtements utilisés. Cette campagne visait à évaluer les capacités d'adhérence et d'étanchéité des revêtements après des sollicitations simulant l'état de déformation maximal de l'enceinte au cours d'un accident grave (0,5 % soit 5 mm par m). Au regard des résultats obtenus, EDF conclut à un comportement satisfaisant des trois revêtements. Malgré ces résultats, EDF ne valorise pas ces revêtements dans sa démonstration de sûreté pour les situations d'accident grave.

4.3.2.2.3 Etanchéité des traversées

Les traversées des enceintes de confinement sont des points singuliers qui peuvent être à l'origine de fuites. Elles sont de trois types : les traversées qui permettent le passage du personnel ou du matériel, les traversées mécaniques (tuyauteries) et les traversées électriques. Leur étanchéité globale est testée au moment de l'épreuve décennale. Chaque type de traversées fait également l'objet d'essais périodiques d'étanchéité.

Les traversées pour le personnel ou le matériel et les traversées mécaniques sont celles qui présentent la plus grande sensibilité vis-à-vis des performances d'étanchéité de l'enceinte de confinement. Leur étanchéité contribue de manière significative à la performance globale des parois interne et externe en cas d'accident.

L'étanchéité du sas pour le personnel et du tampon d'accès des matériels (TAM[19]) repose principalement sur l'intégrité de leur joint d'étanchéité en conditions normale ou accidentelle (y compris lors d'un accident grave).

Pour démontrer l'efficacité du joint d'étanchéité du tampon d'accès des matériels lors de la phase de refroidissement suivant un accident grave, EDF a fourni une évaluation du taux de compression du joint dans sa gorge et du taux de remplissage de l'espace disponible. Cette évaluation tient compte notamment des

[19] Le tampon d'accès des matériels est une traversée qui permet l'accès des matériels et outillages encombrants à l'intérieur de l'enceinte de confinement. Il est constitué d'un cylindre métallique – la virole – solidaire du béton de l'enceinte et d'un tampon de fermeture.

écartements entre brides du tampon d'accès des matériels et de la variabilité résultant des tolérances dimensionnelles de fabrication des joints. Elle conclut à un taux de compression satisfaisant pour tous les réacteurs de 1300 MWe et à un taux de remplissage satisfaisant uniquement pour les réacteurs de type P'4, les réacteurs de type P4 qui présentent des espacements entre brides plus importants nécessitant des analyses complémentaires.

EDF a aussi mené une démarche, dénommée « traversées sensibles », visant à fiabiliser et améliorer l'étanchéité des traversées de l'enceinte. À l'issue de cette démarche, EDF n'identifie pas de traversée critique en termes d'inétanchéité et ne prévoit pas de modification.

EDF a par ailleurs évalué la tenue en cas d'accident grave du joint en élastomère de la tape du tube de transfert qui relie l'enceinte de confinement du réacteur au bâtiment abritant la piscine d'entreposage du combustible. Cette évaluation, qui conclut à une tenue satisfaisante du joint, se base sur une analyse menée pour les réacteurs de 900 MWe, transposée aux réacteurs de 1300 MWe.

4.3.2.2.4 Risque de bipasse

La première vanne d'isolement des tuyauteries d'aspiration de l'eau des puisards situés au fond du bâtiment du réacteur est localisée à l'extérieur du bâtiment du réacteur. Les tronçons des tuyauteries d'aspiration des systèmes d'injection de sécurité (RIS) et d'aspersion d'eau dans l'enceinte (EAS) situés en amont de leur vanne d'isolement constituent ainsi des points singuliers avec un risque de bipasse du confinement[20] et sont donc conçus avec une double enveloppe. Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, EDF a analysé les mécanismes de dégradation de cette double enveloppe ainsi que les moyens de surveillance associés et a dressé un bilan de l'état de cette double enveloppe sur les différents réacteurs. EDF en conclut que le risque de perte d'intégrité de la double enveloppe est maîtrisé au regard des marges disponibles.

4.3.2.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen

4.3.2.3.1 Comportement mécanique et vieillissement des enceintes de confinement

À l'issue de l'instruction, l'ASNR considère que le suivi de l'état des enceintes de confinement des réacteurs de 1300 MWe et la surveillance de leur comportement mécanique sont satisfaisants. Les déformations attendues des enceintes d'ici à leur cinquième réexamen périodique devraient rester limitées.

Les conclusions de l'ASNR concernant les pathologies liées au gonflement des bétons sont développées au paragraphe 4.2.3.2.

En ce qui concerne la perte de la précontrainte du béton de la paroi interne, EDF a effectué des calculs pour huit enceintes, incluant les deux plus sensibles. Ces calculs sont suffisants pour la justification attendue au stade de la phase générique du quatrième réexamen périodique. Ces calculs devront être repris pour toutes les enceintes dans le cadre des travaux sur la poursuite de fonctionnement des réacteurs au-delà du cinquième réexamen périodique.

4.3.2.3.2 Revêtements d'étanchéité de la paroi interne

L'ASNR souligne l'intérêt des revêtements d'étanchéité mis en place par EDF sur la paroi interne de l'enceinte de confinement pour assurer sa fonction de confinement en situation accidentelle, qu'ils soient déployés à l'intrados ou à l'extrados de cette paroi.

[20] Le tronçon de chaque tuyauterie des circuits RIS/EAS situé à l'aspiration des puisards du bâtiment du réacteur permet en situation accidentelle la recirculation de l'eau borée au sein de l'enceinte.

Toutefois, la démonstration de la qualification des revêtements posés à l'intrados aux conditions d'irradiation et thermohydrauliques rencontrées en cas d'accident grave n'a pas pu être apportée par les essais réalisés par EDF en 2022. EDF s'était ainsi engagée à réaliser de nouveaux essais sur un des deux types de revêtement utilisés et à apporter cette démonstration d'ici fin 2026.

À la toute fin de l'instruction, EDF a finalement indiqué renoncer à ces essais et donc à la démonstration de la qualification aux accidents graves des revêtements placés à l'intrados et à leur valorisation pour ces accidents.

EDF met en évidence les difficultés liées à ces essais et le caractère fortement incertain des enseignements qu'il pourrait en être tiré à l'échelle industrielle. Par ailleurs, EDF considère que l'absence de valorisation de l'étanchéité des peaux composites dès l'entrée en accident grave ne remettrait en cause ni l'objectif de limitation des effets durables dans l'environnement, ni la gestion de l'accident.

L'ASNR rappelle que l'enceinte constitue la troisième barrière physique du confinement. Dans le cas particulier des réacteurs de 1300 MWe, cette enceinte est complétée par le système de mise en dépression et de filtration de l'espace entre enceintes EDE. La conception et le dimensionnement de ce système sont fondés sur un niveau de performance attendu de l'enceinte. Les études d'EDF prennent en compte actuellement la présence du revêtement à l'intrados.

L'évaluation des conséquences radiologiques montre que le revêtement à l'intrados porte un enjeu lors des 24 premières heures de l'accident et moins après. L'ASNR considère que ce constat peut conduire à réévaluer la durée de service prise en compte pour la qualification de ce revêtement, mais il ne permet pas de justifier seul que ce revêtement n'est pas nécessaire.

Compte tenu du changement de position tardif d'EDF et devant l'absence de nouveau dossier pouvant être expertisé, l'ASNR considère qu'EDF doit apporter rapidement la justification que les dispositions qu'elle retient dans sa démonstration de maîtrise des accidents avec fusion du cœur pour le confinement des substances radioactives assuré par l'enceinte et les systèmes associés sont suffisantes. **Ce point fait l'objet de la prescription [RP4-1300-CONF-G] de la décision de l'ASNR [20].**

EDF doit également poursuivre ses essais de caractérisation afin d'améliorer ses connaissances sur le comportement, en situation d'accident avec fusion du cœur, des revêtements d'étanchéité placés à l'intrados de la paroi interne de l'enceinte de confinement. Ce programme devra permettre d'apporter des éléments de caractérisation des performances des deux types de revêtement employés. Le cas échéant, si des essais ne sont pas réalisés sur les deux types de revêtements, des éléments de justification spécifiques devront être apportés. **Ce point fait l'objet de la demande n° 5 de l'ASNR [22].**

La démonstration apportée par EDF pour les revêtements mis en place à l'extrados s'appuie sur des essais simulant une déformation du béton de la paroi interne de 0,5 %. L'ASNR considère que ces essais ne permettent pas de représenter toutes les contraintes mécaniques auxquelles seraient soumis ces revêtements en cas d'accident grave. En effet des fissures non traversantes sont également susceptibles de se former sur la partie centrale du dôme des réacteurs de 1300 MWe de type P'4. Toutefois, dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, l'ASNR juge acceptables les éléments apportés par EDF pour les revêtements mis en place à l'extrados, considérant que la fissuration des dômes des réacteurs de type P'4 lors d'un accident grave ne remet pas en cause les objectifs du réexamen en termes de conséquences radiologiques. En effet, la contribution de la fissuration des dômes à la dose efficace reçue à 7 jours en accident grave lorsque le système de ventilation EDE fonctionne est limitée.

4.3.2.3.3 Étanchéité des traversées

Pour ce qui concerne la principale traversée de l'enceinte qui est le tampon d'accès des matériels, EDF a actualisé lors de l'instruction ses calculs des taux de remplissage de l'espace laissé disponible par le joint et en a finalement conclu qu'ils ne permettaient pas de démontrer le bon comportement du joint d'étanchéité en situation d'accident grave.

De plus, l'ASNR note qu'EDF s'appuie sur l'hypothèse que les taux de compression requis varient linéairement en fonction de la pression, ce qui n'est pas démontré. En conséquence, l'ASNR considère qu'EDF ne dispose pas à ce jour d'éléments apportant la démonstration du bon comportement du joint d'étanchéité lors d'un accident grave. EDF s'est engagée à établir une démonstration basée sur la réalisation d'essais représentatifs des conditions d'ambiance subies par les joints en situation d'accident grave. Au regard des enjeux importants que revêt l'étanchéité du tampon d'accès des matériels pour le confinement lors d'un accident grave, **ce point fait l'objet de la prescription [RP4-1300-CONF-F] de la décision de l'ASNR [20].**

Par ailleurs, l'ASNR juge acceptable la démarche menée par EDF sur les « traversées sensibles » dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe. Toutefois, les robinets des traversées du système de balayage de l'air de l'enceinte à l'arrêt (EBA) peuvent présenter une étanchéité dégradée lorsque leur fermeture intervient alors qu'ils sont partiellement ouverts. Il convient donc qu'EDF intègre ce risque dans les modes opératoires de manipulation de ces vannes. À l'issue de l'instruction EDF s'y est engagée, ce qui est satisfaisant.

Enfin, pour ce qui concerne l'évaluation de la tenue en cas d'accident grave du joint en élastomère de la tape du tube de transfert, l'ASNR juge acceptables les éléments apportés par EDF. L'ASNR souligne qu'EDF devra s'assurer que les doses reçues par le joint en situation d'accident grave restent en-deçà des limites d'utilisation préconisées par le fabricant.

4.3.2.3.4 Risque de bipasse

L'ASNR souligne l'importance des dispositions prises par EDF pour le contrôle de la double enveloppe des systèmes d'injection de sécurité (RIS) et d'aspersion d'eau dans l'enceinte (EAS), qui constitue une extension de la troisième barrière de confinement. EDF s'est engagée à harmoniser les modalités de ces contrôles (mesures d'épaisseur par ultrasons et inspections télévisuelles) réalisés régulièrement sur l'ensemble de ses réacteurs, ce qui est satisfaisant.

L'ASNR relève que la fréquence de ces contrôles est adaptée lorsque les inspections télévisuelles montrent la présence de dégradations.

Par ailleurs, EDF ne prévoit pas de réaliser d'inspections télévisuelles pour les réacteurs de type P4 en raison, d'une part, de la géométrie de la double enveloppe de ces réacteurs qui est censée empêcher toute stagnation d'eau et, d'autre part, de la possibilité de réaliser des contrôles d'épaisseur par ultrasons sur les portions de tronçons sensibles (tronçons horizontaux). L'ASNR relève que les inspections télévisuelles réalisées sur certains réacteurs présentant des géométries comparables ont révélé la présence de corrosion et considère ainsi que les inspections télévisuelles sont complémentaires aux mesures d'épaisseur, notamment au niveau des zones délardées, qui actuellement ne sont pas contrôlables par ultrasons. L'ASNR juge donc nécessaire qu'EDF mette en place des inspections télévisuelles sur les réacteurs de type P4. **Ce point fait l'objet de la demande nº 6 de l'ASNR [22].**

Enfin, l'ASNR souligne l'importance des travaux menés par EDF visant à développer des méthodes de contrôle d'épaisseur depuis la paroi interne (pour les zones dont la paroi externe n'est pas accessible) et pour les zones délardées. EDF prévoit d'informer l'ASNR de l'avancement de ces travaux à partir de mi-2026.

4.3.3 Revue de la conformité de la fonction de recirculation de l'eau présente au fond du bâtiment du réacteur lors d'un accident de perte de réfrigérant primaire

En cas de brèche survenant sur le circuit primaire (accident de perte de réfrigérant primaire ou APRP), non compensable par le système de contrôle volumétrique et chimique (RCV), le système d'injection de sécurité (RIS) permet de maintenir un inventaire en eau dans le circuit primaire. Lors de la séquence accidentelle, il peut également être nécessaire de faire diminuer la pression dans l'enceinte de confinement par le système d'aspersion d'eau dans l'enceinte (EAS).

L'eau borée nécessaire à la réalisation des fonctions des systèmes RIS et EAS est prélevée dans la bâche du circuit de traitement et de refroidissement des piscines (PTR). Lorsque l'eau de cette bâche atteint un niveau bas, les systèmes RIS et EAS passent alors en « recirculation » : ils prélèvent l'eau dans les puisards au fond de bâtiment du réacteur. Afin de garantir l'opérabilité de cette fonction de recirculation, les puisards sont équipés de filtres qui permettent d'éviter le transport de débris dans les circuits de sauvegarde et le cœur du réacteur.

La recirculation des systèmes RIS et EAS doit être en mesure de fonctionner pendant une longue durée afin de garantir le refroidissement du combustible, y compris lors de la phase de gestion à long terme de l'accident.

La défaillance de la fonction de recirculation peut conduire à la fusion du cœur et à des rejets radioactifs importants dans l'environnement.

4.3.3.1 Objectifs spécifiques du réexamen

Des études internationales et des programmes expérimentaux, réalisés après un incident survenu en 1992 à la centrale nucléaire de Barsebäck en Suède, ont soulevé des interrogations sur le risque de défaillance de la fonction de recirculation des réacteurs nucléaires, en cas de colmatage des filtres des puisards situés au fond du bâtiment du réacteur.

EDF a déclaré en 2003 un événement significatif pour la sûreté après avoir mis en évidence un risque de colmatage des filtres des puisards des systèmes RIS et EAS en situation d'APRP de quatrième catégorie[21]. Après que l'ASN a formulé [31] des réserves sur son dossier, EDF a modifié ses installations à partir de 2005, afin d'augmenter notablement la surface de filtration au niveau des puisards.

Compte tenu des nombreuses questions qui subsistaient sur la capacité à assurer la recirculation de l'eau, l'ASN a demandé [7] à EDF de présenter un programme d'étude et d'essai permettant de justifier le refroidissement des assemblages combustibles en présence de débris, en tenant compte des spécificités des réacteurs de 1300 MWe, ainsi que des enseignements des programmes d'essais et des engagements pris dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe.

4.3.3.2 Synthèse du programme de travail d'EDF

En réponse à la demande de l'ASN [7], EDF a défini un programme de travail qui comprend :

- une mise à jour de ses études intégrant de nouvelles évaluations des quantités et de la nature des débris arrivant sur les filtres et les traversant ainsi que leur impact sur le refroidissement des assemblages combustibles ;
- des essais dans des conditions représentatives des réacteurs de 1300 MWe portant sur la qualification des filtres et la capacité de refroidissement des assemblages combustibles.

EDF a ainsi mis à jour le cadre de référence de la démonstration de sûreté de la fonction de recirculation, présentant l'ensemble des hypothèses retenues. EDF a en particulier réalisé :

- une évaluation du terme source de débris en situation accidentelle de perte de réfrigérant primaire ;
- un inventaire des surfaces d'aluminium[22] lessivables dans le bâtiment du réacteur.

[21] Les conditions de fonctionnement de dimensionnement sont réparties en quatre catégories. Ce classement résulte de la fréquence estimée annuelle des initiateurs. À titre d'illustration, les accidents de « première catégorie » sont associés au fonctionnement normal et les accidents de « quatrième catégorie » sont associés aux initiateurs les moins probables.

[22] L'aluminium est un élément susceptible de conduire à un colmatage des filtres par effet chimique.

De plus, EDF a évalué le risque de cavitation des pompes des systèmes RIS et EAS, en évaluant la marge disponible en termes de pression minimale nécessaire à l'aspiration (NPSH) et le risque de passage d'air dans ces pompes.

4.3.3.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen

L'ASNR a analysé les principaux éléments transmis par EDF et notamment :

- la nature et le transport jusqu'aux filtres des débris produits lors d'un APRP ;
- la nature des débris traversant les filtres et leur nocivité pour le refroidissement des assemblages combustibles ;
- l'impact de la composition chimique de l'eau sur le risque de colmatage des filtres et des assemblages combustibles ;
- le risque de perte des pompes des systèmes RIS et EAS par cavitation et passage d'air.

Ces points sont abordés successivement ci-dessous.

Le cadre de référence de la démonstration de sûreté de la fonction de recirculation et les résultats des essais conduits par EDF ayant été transmis à l'ASNR respectivement mi-2024 et au début de l'année 2025, ils seront instruits ultérieurement.

4.3.3.3.1 Caractérisation du terme source de débris en amont des filtres

Les débris susceptibles d'affecter la filtration peuvent avoir plusieurs sources. Il s'agit en premier lieu des débris générés par la destruction du calorifuge installé sur les matériels présents dans la zone située autour de la brèche du circuit primaire, d'éléments (micro-débris de peinture, etc.) détruits par le jet d'eau à haute pression et haute température issu de cette brèche, ainsi que des débris et composés chimiques présents sur les structures et les matériels lessivés par l'eau au cours de la recirculation.

Quantité de débris de calorifuge générée par la brèche

Les essais réalisés par EDF et l'IRSN montrent que la forme et la composition du calorifuge présent et son conditionnement mécanique ont un fort impact sur l'opérabilité de la fonction de recirculation. En effet, la nature du conditionnement mécanique du calorifuge détermine la quantité de matériau qui sera libérée, notamment sous l'onde de surpression produite par la brèche dans la « zone de destruction » (ZOD). La forme et la nature du calorifuge sont des facteurs prépondérants de sa susceptibilité à générer des effets de colmatage physico-chimique.

En complément des études portant sur les aires de brèches doublement débattues (2A), EDF a indiqué qu'elle souhaitait retenir, pour la définition du terme source de débris, des aires de brèches à débattement limité, en cohérence avec le référentiel applicable pour les études d'APRP.

EDF s'est engagée à compléter sa démonstration du conservatisme des aires de brèches retenues. Ces éléments, qui correspondent à des pratiques internationales, seront examinés dans le cadre de l'instruction du cadre de référence.

Pour ce qui est de l'inventaire des débris, pour définir les quantités de fibres mobilisées dans le cas des calorifuges encapsulés détruits par les effets de la brèche, EDF s'appuie notamment sur des essais réalisés sur du calorifuge utilisé sur certains réacteurs aux États-Unis. En 2023, EDF a apporté des compléments justifiant la transposabilité de ces essais au calorifuge utilisé sur les réacteurs d'EDF. Ces compléments seront également examinés dans le cadre de l'instruction du cadre de référence.

En l'absence de calorifuges susceptibles de générer des effets chimiques, des essais ont montré que la réduction des calorifuges fibreux avait dans la majorité des situations un effet bénéfique sur la perte de charge des filtres. Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, EDF s'est fixée comme objectif de limiter la quantité de fibres mobilisables en situation de brèche et vise ainsi une quantité de

fibres libérée comparable aux meilleures pratiques internationales. EDF a donc décidé de réduire la quantité de fibres mobilisables en situation d'APRP par le remplacement de calorifuges fibreux situés sur les fonds primaires des générateurs de vapeur et les tuyauteries primaires par du calorifuge métallique.

Compte tenu des enjeux, l'ASNR encadre la mise en œuvre des évolutions de calorifuge prévues par EDF par la prescription [RP4-1300-CONF-C] de sa décision [20].

Par ailleurs, l'ASNR note que la démarche proposée par EDF pour l'évaluation de la quantité de micro-débris de peinture générés par l'effet de jet est similaire à celle retenue dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, ce qui est satisfaisant.

En revanche, contrairement aux réacteurs de 900 MWe, EDF n'a pas prévu, à ce stade, de mettre en place des cerclages sur les calorifuges des grosses tuyauteries de raccordement des accumulateurs du système RIS et de la ligne d'expansion du pressuriseur. À la place, EDF a prévu de vérifier la présence de dispositifs limitant la zone affectée en cas de brèche et donc la quantité de fibres mobilisables. L'ASNR considère que ces éléments sont satisfaisants et **encadre cette vérification par la prescription [RP4-1300-CONF-C] de sa décision [20].**

Impact des calorifuges de types « Microtherm » et « Protect 1000S »

Les différents essais réalisés par EDF et l'IRSN en présence de calorifuge de types « Microtherm » et « Protect 1000S » montrent que ces calorifuges ont un effet très défavorable vis-à-vis des pertes de charge en amont et en aval des filtres et un impact notable sur le risque de défaillance de la fonction de recirculation du fait de son caractère pulvérulent pour le « Microtherm » et de par sa susceptibilité à générer des effets chimiques pour le « Protect 1000S ».

L'ASNR note qu'EDF s'est engagée à finaliser la suppression du calorifuge de type « Microtherm » et à réduire fortement la quantité de calorifuge de type « Protect 1000S » sur les tuyauteries du circuit primaire principal et de ses tuyauteries auxiliaires dans le bâtiment du réacteur, ce qui est satisfaisant. **Toutefois, compte tenu des enjeux, l'ASNR encadre leur déploiement par la prescription [RP4-1300-CONF-C] de sa décision [20].**

Prise en compte des enrubannages de protection des câbles électriques vis-à-vis de l'incendie.

Des essais ont mis en évidence un risque de colmatage des filtres du système d'injection de sécurité, en situation de brèche, en raison de la présence d'un type particulier de colle présente dans les enrubannages des chemins de câbles électriques. Cette colle est en effet susceptible d'être libérée par le jet lié à la brèche. Cela a conduit EDF à retirer cette colle sur le réacteur EPR de Flamanville et à procéder à une revue de l'ensemble de ses autres réacteurs.

EDF a ainsi mis en évidence que les réacteurs de 1300 MWe sont également concernés par la présence de ce type de colle ou d'autres matériaux d'enrubannage de câbles électriques. En l'absence de caractérisation de la nocivité de ces matériaux en situation d'APRP, EDF prévoit de retirer ces enrubannages et a présenté un calendrier industriel en ce sens. L'ASNR considère que cette démarche prudente est satisfaisante, dès lors que le retrait de ces enrubannages ne remet pas en cause la démonstration de maîtrise du risque d'incendie. Des échanges entre l'ASNR et EDF se poursuivent quant au calendrier de retrait

Hypothèses relatives au transport des débris

L'ASNR considère que les hypothèses portant sur le transport des débris jusqu'aux filtres utilisées par EDF dans sa démonstration sont acceptables.

4.3.3.3.2 *Caractérisation du terme source de débris à l'aval des filtres et risque de colmatage des assemblages combustibles*

EDF a transmis la caractérisation du terme source de débris retenu en amont des filtres et, conformément à ses engagements, réalise des essais représentatifs dont un des objectifs est de justifier le caractère enveloppe du terme source de débris considéré en aval des filtres. L'ASN considère que cette démarche est satisfaisante. Les enseignements de ces essais feront l'objet d'une instruction ultérieure dans le cadre de l'examen du cadre de référence de la fonction de recirculation.

4.3.3.3.3 *Impact de la composition chimique de l'eau sur le risque de colmatage des filtres et des assemblages combustibles*

Le programme de travail présenté par EDF pour les réacteurs de 1300 MWe prévoit la prise en compte des spécificités de la composition chimique de l'eau dans l'évaluation du risque de colmatage des filtres et des assemblages combustibles. À cet effet, EDF a notamment transmis une étude présentant le bilan des surfaces d'aluminium lessivables en situation d'APRP, cet élément étant l'une des espèces chimiques qui peut contribuer, dans certaines conditions, au risque de colmatage des filtres RIS par effet chimique.

En cohérence avec la position prise dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, l'ASNR considère que cette démarche est satisfaisante. Les conclusions de ces études feront l'objet d'une instruction ultérieure dans le cadre de l'examen du cadre de référence de la fonction de recirculation.

4.3.3.3.4 *Risque de perte des pompes des systèmes RIS et EAS par cavitation et passage d'air*

Afin de s'assurer du bon fonctionnement de la fonction de recirculation, EDF doit s'assurer de l'absence de risque de cavitation des pompes des systèmes RIS et EAS.

EDF a étudié le risque de perte des pompes RIS et EAS par aspiration d'air dans les lignes en reprenant les mêmes hypothèses que celles retenues dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe. EDF conclut ainsi à l'absence de nocivité dans des conditions représentatives des réacteurs de 1300 MWe. Ce point sera examiné dans le cadre de l'examen du cadre de référence de la fonction de recirculation.

4.3.3.4 *Conclusion sur la fiabilité de la fonction de recirculation*

L'instruction menée dans le cadre du quatrième réexamen des réacteurs de 900 MWe a permis de définir certaines hypothèses acceptables pour démontrer la fiabilité de la fonction de recirculation avec une raisonnable confiance.

Les résultats complets du programme d'essais prévu par EDF, ainsi que la démonstration de la fiabilité de la fonction de recirculation ont été transmis en 2025. Ils feront l'objet d'une instruction ultérieure dans le cadre de l'examen du cadre de référence de la fonction de recirculation.

D'ores et déjà, l'ASNR constate qu'EDF s'est engagée à réaliser des modifications importantes dans une démarche de réduction du risque. Ces modifications vont contribuer à la réduction notable des effets chimiques et de la quantité de fibres libérées, ce qui améliorera la fiabilité de la fonction recirculation.

4.3.4 Bilan de puissance des diesels

Les groupes électrogènes de secours à moteur diesel (GES) des réacteurs de 1300 MWe alimentent les systèmes de sauvegarde en cas de perte des alimentations électriques externes. Ces systèmes doivent permettre l'atteinte et le maintien du réacteur dans un état sûr. Chaque réacteur est équipé de deux groupes électrogènes de secours. Compte tenu des règles retenues pour la démonstration de sûreté, l'atteinte et le

maintien d'un état sûr doivent être assurés par un seul groupe électrogène de secours. Les bilans entre la puissance électrique des groupes électrogènes et la puissance consommée par les systèmes de sauvegarde ont pour objet de s'assurer que la puissance délivrée par chaque groupe électrogène de secours est suffisante pour alimenter l'ensemble des matériels qu'il secourt.

4.3.4.1 Objectifs spécifiques du réexamen

Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, de nouveaux matériels importants pour la sûreté et secourus par les diesels de secours sont ajoutés. Cet ajout de consommateurs électriques impose de vérifier que la puissance délivrée par chaque groupe électrogène de secours est supérieure à la puissance consommée appelée par les consommateurs, pour l'ensemble des situations prévues dans la démonstration de sûreté, y compris en cas de température extérieure élevée.

4.3.4.2 Synthèse des études et des essais réalisés par EDF

Dans l'objectif de mettre à jour la puissance électrique consommée par les différents consommateurs, EDF a mené des études visant à :

- définir la puissance maximale réelle consommée par certains matériels, au lieu de leur puissance maximale nominale, et, dans certains cas, en l'adaptant à la situation accidentelle considérée (par exemple, la consommation des ventilateurs en hiver est réduite) ;
- déterminer la consommation électrique au moyen de mesures *in situ* pour certains systèmes d'éclairage de secours, en prenant en compte le relestage successif des matériels à l'aide de plusieurs crans.

Par ailleurs, EDF a mené des études afin de réévaluer la puissance pouvant être délivrée par les groupes électrogènes de secours des réacteurs de 1300 MWe. L'estimation de cette puissance disponible est fondée sur la révision des modèles théoriques prédictifs de la température des fluides de refroidissement du diesel en fonction de la température extérieure. Des essais en conditions de température extérieure élevée, menés lors des étés 2019 à 2023 sur certains groupes électrogènes de secours des réacteurs de 900 et 1300 MWe, ont été utilisés pour ajuster ces modèles.

Ainsi, EDF a transmis en décembre 2024 les résultats du bilan de puissance des diesels qu'elle a établi pour les réacteurs de 1300 MWe, lorsque ces derniers auront intégré la phase A du déploiement des modifications du réexamen. Ces études portent sur les situations incidentelles ou accidentelles, ainsi que les situations prévues par le référentiel « grands chauds ». Sur la base du calcul des nouvelles puissances disponibles et consommées, EDF indique que le bilan de charge réalisé présente des marges supérieures à 5 % dans tous les scénarios de fonctionnement des diesels et qu'ainsi le dimensionnement des diesels est suffisant pour l'intégration des modifications prévues dans le cadre de la phase A du déploiement des modifications du réexamen.

4.3.4.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs

L'ASNR note qu'EDF a retenu dans son bilan de puissance une marge de 5 % entre la puissance délivrée par chaque groupe électrogène de secours et la puissance consommée par les matériels secourus. Comme pour les réacteurs de 900 MWe lors de leur quatrième réexamen périodique, l'ASNR considère que cette marge de 5 % doit être préservée tout au long de la vie des réacteurs. **Ce point fait l'objet de la prescription [RP4-1300-CONF-D] de la décision de l'ASNR [20].** Transmis en décembre 2024, ce bilan de puissance est en cours d'analyse.

Pour l'évaluation de la puissance électrique consommée par les matériels, certains conservatismes (prise en compte de la puissance consommée maximale, cumul de consommations non-simultanées) ont été appliqués.

Toutefois, la prise en compte de certains phénomènes comme le vieillissement, la perte en ligne et la variation de puissance lors de la mise en tension des matériels doit encore être vérifiée par l'ASNR.

Pour l'évaluation de la puissance pouvant être délivrée par les groupes électrogènes de secours, EDF a révisé ses modèles prédictifs de la température des fluides du diesel en fonction de la température extérieure de manière similaire à la révision menée dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe. Cette révision est consécutive à des campagnes d'essais menées par température élevée, de 2019 à 2023. Ces modèles révisés s'appuient sur certaines hypothèses, qui ont fait l'objet de demandes de l'ASN en 2020 [32], 2021 [33], et 2022 [34] afin de disposer de valeurs de puissances conservatives.

Enfin, l'ASNR souligne qu'EDF devra établir un nouveau bilan de puissance pour les réacteurs de 1300 MWe afin d'intégrer les modifications prévues lors de la phase B du réexamen périodique.

4.4 SYNTHÈSE ET PRESCRIPTIONS PORTANT SUR LA CONFORMITÉ DES INSTALLATIONS ET LA MAÎTRISE DU VIEILLISSEMENT ET DE L'OBSOLESCENCE

La conformité des installations aux règles qui leur sont applicables est essentielle à leur sûreté. Elle repose sur les actions de contrôle mises en œuvre au cours de la construction et de l'exploitation des installations et fait l'objet d'une vérification lors des réexamens périodiques, dont elle constitue un objectif majeur. La maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence participe à cette action de maintien de la conformité.

Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, EDF a prévu de mettre en œuvre un programme de vérification de la conformité des installations qui vise notamment à s'assurer de la bonne application des programmes de maintenance préventive existants. EDF a par ailleurs prévu des visites de terrain réalisées par des équipes pluridisciplinaires dans certains locaux comportant des systèmes nécessaires en situation accidentelle pour l'atteinte et le maintien du réacteur dans un état sûr. Le quatrième réexamen périodique a également été l'occasion de réanalyser la conformité de certains matériels ou de certains systèmes au regard de leurs exigences de sûreté. À ce titre, EDF a en particulier vérifié :

- la capacité des groupes électrogènes de secours (diesels) à fournir la puissance électrique requise dans les situations de température extérieure élevée considérées dans la démonstration de sûreté ;
- la fiabilité de la fonction de recirculation de l'eau en cas d'accident de perte de réfrigérant primaire. EDF s'est engagée à améliorer la fiabilité de cette fonction en réduisant le volume de débris susceptibles d'être transportés par l'eau et ainsi les risques de colmatage des filtres qu'ils induisent.

Pour compléter les actions prévues pour vérifier le maintien de la conformité des réacteurs après une quarantaine d'années de fonctionnement, EDF s'est engagée à réaliser des essais particuliers sur des équipements importants pour la sûreté.

Par ailleurs, EDF a mis en place, depuis le troisième réexamen périodique, une démarche de maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence des matériels. Cette démarche repose sur une analyse générique du vieillissement et de ses conséquences, sur une veille régulière et sur une déclinaison locale spécifique à chaque réacteur, notamment lors de sa visite décennale.

Pour justifier la résistance des cuves de réacteur, EDF a réalisé des études de résistance à la rupture brutale en tenant compte de l'évolution des caractéristiques des matériaux et effectuera des contrôles pour s'assurer de l'absence de défaut préjudiciable dans la zone de cœur des cuves lors de la visite décennale de chaque réacteur. Les études réalisées permettent de justifier l'absence de risque de rupture brutale dans la zone de cœur des cuves des réacteurs de 1300 MWe pendant la période de dix ans après la quatrième visite décennale sous réserve des résultats des contrôles. Le dossier de justification de l'une des cuves doit toutefois faire l'objet de compléments avant la visite décennale du réacteur pour tenir compte de résultats atypiques de son programme de suivi de l'irradiation.

La démarche mise en œuvre par EDF pour justifier le comportement des équipements des circuits primaire et secondaires est satisfaisante. En particulier, la démarche d'évaluation des zones sensibles à la rupture brutale par EDF est adaptée aux enjeux.

EDF poursuit ses études sur le vieillissement thermique des produits moulés du circuit primaire principal dans le cadre du réexamen. Des calculs sont encore en cours pour confirmer la justification mécanique d'un coude d'un réacteur pour la période de dix ans après sa quatrième visite décennale.

EDF a réévalué la performance de la troisième barrière de confinement. L'ASNR considère que la surveillance des enceintes de confinement et de leur comportement est satisfaisante. Elle nécessite certains compléments, notamment en ce qui concerne la double enveloppe des systèmes d'injection de sécurité (RIS) et d'aspersion d'eau dans l'enceinte (EAS).

Par ailleurs, la justification de la performance du confinement en situation d'accident grave doit être complétée. EDF doit encore apporter la justification de l'étanchéité en situation d'accident grave des joints du tampon

d'accès des matériels dans le bâtiment du réacteur, qui est fondamentale pour le respect des objectifs du réexamen. De plus, s'agissant de l'enceinte de confinement et de ses systèmes associés, EDF doit poursuivre les actions de caractérisation du comportement des revêtements d'étanchéité de la paroi interne.

Enfin, en cas de détection d'un écart de conformité, EDF s'est engagée à privilégier la remise en conformité plutôt que la justification du maintien en l'état. En particulier, EDF a prévu de résorber au plus tard lors de la quatrième visite décennale de chaque réacteur les écarts ayant un impact sur la sûreté ou sur la protection de l'environnement qui auront été identifiés préalablement, ce qui est satisfaisant. Les écarts détectés au cours de la visite décennale seront corrigés dès que possible, en tenant compte de leur importance.

En conclusion, la mise en œuvre du programme de vérification de la conformité de ses installations dans le cadre de leur quatrième réexamen périodique devra faire l'objet d'une attention particulière de la part d'EDF. L'ASNR a prévu à ce titre de réaliser des inspections dédiées sur chacune des installations, notamment pendant les visites décennales.

Le programme de contrôle et les vérifications prévus par EDF, complétés par le respect des demandes et prescriptions de l'ASNR, devraient permettre d'atteindre les objectifs visés pour le réexamen.

*

À l'issue de l'instruction, EDF s'est engagée à réaliser la plupart des compléments nécessaires que l'instruction de l'ASNR a mis en évidence. L'ASNR prescrit [20] la réalisation des améliorations majeures de la sûreté prévues par EDF ainsi que certaines dispositions supplémentaires qu'elle considère comme nécessaires à l'atteinte des objectifs du réexamen.

Résorption des écarts détectés

[RP4-1300-CONF-A] Sans préjudice des dispositions de la section 6 du titre II de l'arrêté du 7 février 2012 susvisé, l'exploitant résorbe, au plus tard lors de la quatrième visite décennale, les écarts qui auront été identifiés préalablement à celle-ci. En cas de difficulté particulière, l'exploitant justifie, dans le dossier accompagnant la demande d'accord mentionnée à l'article 2.4.1 de l'annexe à la décision du 15 juillet 2014 susvisée, le report de la résorption de ces écarts au-delà de la quatrième visite décennale et le calendrier associé.

Pour les écarts détectés au cours de cette visite décennale qui n'ont pas pu être corrigés lors de celle-ci, l'exploitant justifie le calendrier de leur résorption dans le cadre du dossier mentionné au premier alinéa.

Essais particuliers

[RP4-1300-CONF-B] I.– Au plus tard le 31 décembre 2025, l'exploitant justifie pour son programme d'essais particuliers le choix des réacteurs et, le cas échéant, des équipements sur lesquels les essais seront menés, ainsi que le calendrier associé au regard des objectifs de ces essais et de leurs conditions de réalisation.

II.– Pour ce qui concerne les essais physiques du cœur, l'échéance mentionnée au I est portée au 31 décembre 2026.

III.– Au plus tard le 31 décembre 2031, l'exploitant réalise l'ensemble des essais figurant dans son programme d'essais particuliers.

Fiabilité de la fonction de recirculation de l'eau présente au fond du bâtiment du réacteur lors d'un accident de perte de réfrigérant primaire

[RP4-1300-CONF-C] I.– Au plus tard lors de la quatrième visite décennale, l'exploitant :

- vérifie la présence de dispositifs limitant la quantité de calorifuges mobilisables en situation de brèche sur les tuyauteries reliant les accumulateurs de l'injection de sécurité au circuit principal, ainsi que sur la ligne d'expansion du pressuriseur ;

- met en place de tels dispositifs, sur ces tuyauteries ainsi que sur la ligne d'expansion du pressuriseur, si elles n'en sont pas équipées.

II.– Au plus tard lors du deuxième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale des réacteurs n^{os} 1 et 2 des centrales nucléaires de Paluel et de Cattenom et du réacteur n^{o} 1 de la centrale nucléaire de Saint-Alban/Saint-Maurice, et au plus tard lors de la quatrième visite décennale des autres réacteurs, l'exploitant remplace, sur les tuyauteries primaires et les fonds primaires des générateurs de vapeur, les calorifuges susceptibles de libérer des fibres en cas de brèche en pied de générateur de vapeur.

Il vérifie qu'à l'issue de ces remplacements les conditions de température restent compatibles avec le fonctionnement des matériels nécessaires à la sûreté de l'installation en situation normale, incidentelle ou accidentelle et met en œuvre les éventuelles modifications nécessaires.

III.– L'exploitant :

- effectue, au plus tard le 31 décembre 2027, les enquêtes nécessaires dans le bâtiment du réacteur pour identifier les lignes contenant des calorifuges de type « Microtherm » et les lignes auxiliaires, dont le diamètre est strictement supérieur à 50 mm, équipées de calorifuges de type « Protect 1000S ». Il transmet dans le même délai à l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection les résultats de ces enquêtes ainsi que les quantités mobilisables de calorifuge de type « Protect 1000S » en cas d'accident de perte de réfrigérant primaire pour l'ensemble des réacteurs de 1300 MWe ;
- achève, au plus tard lors de la quatrième visite décennale, le remplacement des calorifuges de type « Microtherm » du bâtiment du réacteur. Il remplace dans le même délai le calorifuge de type « Protect 1000S » de manière à ce que la quantité mobilisable en cas d'accident de perte de réfrigérant primaire soit au maximum équivalente à 75 % de la quantité qu'il a retenue dans sa démonstration de la fiabilité de la fonction de recirculation.

Il vérifie qu'à l'issue de ces remplacements les conditions de température restent compatibles avec le fonctionnement des matériels nécessaires à la sûreté de l'installation en situation normale, incidentelle ou accidentelle et met en œuvre les éventuelles modifications nécessaires.

Marge de puissance attendue pour les groupes électrogènes de secours principaux

[RP4-1300-CONF-D] Au plus tard lors de la quatrième visite décennale, l'exploitant assure, avec un haut niveau de confiance, l'alimentation de l'ensemble des matériels secourus par chaque groupe électrogène de secours principal dans toutes les situations de la démonstration de sûreté. À ce titre, le bilan de puissance de chaque groupe électrogène de secours principal présente une marge d'au moins 5 %. L'exploitant met en œuvre les éventuelles modifications nécessaires et retient cette marge dans son rapport de sûreté.

Maîtrise du vieillissement des piquages moulés de la branche froide de la ligne d'injection de sécurité des réacteurs n^{os} 1 et 2 de la centrale nucléaire de Paluel

[RP4-1300-CONF-E] Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale des réacteurs n^{os} 1 et 2 de la centrale nucléaire de Paluel, l'exploitant remplace les piquages 75P et 76P du réacteur n^{o} 1 ainsi que les piquages 79P et 80P du réacteur n^{o} 2.

Confinement des substances radioactives pour les situations d'accident avec fusion du cœur

[RP4-1300-CONF-F] Au plus tard le 31 décembre 2026, l'exploitant évalue l'étanchéité du tampon d'accès des matériels au niveau de ses joints en situation d'accident avec fusion du cœur, notamment sur la base d'essais représentatifs des conditions d'ambiance subies par ces joints dans ces situations. À la même échéance, il définit les éventuelles dispositions nécessaires pour assurer cette étanchéité et le calendrier associé.

[RP4-1300-CONF-G] Au plus tard le 31 décembre 2025, l'exploitant justifie la maîtrise du confinement des substances radioactives en situation d'accident avec fusion du cœur, compte tenu des revêtements d'étanchéité placés à l'intrados de la paroi interne de l'enceinte de confinement qu'il choisit de valoriser et des performances attendues de l'enceinte de confinement et des systèmes associés.

5 POSITION DE L'ASNR SUR LA RÉÉVALUATION DE SÛRETÉ

5.1 MODIFICATIONS DES INSTALLATIONS PRÉVUES PAR EDF

Afin de répondre aux objectifs du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, EDF a prévu de mettre en œuvre des modifications sur ses installations et de faire évoluer leurs dispositions d'exploitation. Ces modifications sont destinées à améliorer la sûreté et la protection de l'environnement.

Pour tenir compte des contraintes liées à la maîtrise du volume des travaux sur les installations, aux capacités industrielles des fournisseurs et des prestataires, ainsi qu'à la capacité des équipes sur le terrain à intégrer les modifications apportées aux installations, EDF a fait part à l'ASN en octobre 2021 de sa stratégie industrielle, qui consiste à déployer les modifications associées au quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe en deux phases, sur chaque réacteur :

- une première phase ou « phase A » : les modifications correspondantes seront réalisées avant ou durant la visite décennale du réacteur, c'est-à-dire avant la remise du rapport de conclusion du réexamen ;
- une seconde phase ou « phase B » : les modifications correspondantes seront réalisées au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale.

Ces deux phases seront identiques pour tous les réacteurs, ce qui constitue un gage de réussite pour leur réalisation.

L'ASN ne s'est pas opposée à ce principe de déploiement des modifications en deux phases identiques pour tous les réacteurs, sous réserve que les modifications portant le plus de bénéfices pour la sûreté soient déployées dès la phase A. Des échanges se sont donc tenus entre EDF et l'ASN pour évaluer les enjeux en matière de sûreté des différentes modifications prévues par EDF. Ces échanges se sont conclus par le courrier du 17 juillet 2023 [35], dans lequel l'ASN a indiqué à EDF la liste des modifications qu'elle lui demande de déployer dès la phase A.

Le principe de déployer dès la phase A les modifications ayant le plus d'enjeux en matière de sûreté a notamment conduit aux choix suivants :

- pour la piscine d'entreposage du combustible, la mise en place d'un nouveau système d'appoint en eau a été jugée plus importante que la mise à disposition d'un système de refroidissement complémentaire, ce nouveau système d'appoint étant le premier sollicité en cas d'accident ;
- pour les agressions, les modifications relevant des risques en lien avec l'incendie, l'explosion, l'inondation interne, les ruptures de tuyauterie à haute énergie et les grands chauds ont été identifiées comme prioritaires au regard des risques qu'impliquent ces agressions et des améliorations de sûreté attendues pour le réexamen. Les modifications en lien avec les autres agressions seront intégrées en phase B ;
- pour les accidents avec fusion du cœur, les dispositions prévues pour prévenir le percement du radier et la mise en place du dispositif permettant l'évacuation de la puissance du cœur accidenté (EAS-ND) ont été jugés plus importantes que le renforcement du dispositif de décompression et de filtration de l'enceinte de confinement afin qu'il reste opérationnel après un séisme majoré de sécurité. En effet, les dispositions pour prévenir le percement du radier et la mise en place du dispositif EAS-ND visent à limiter très fortement les conséquences radiologiques en situation d'accident avec fusion du cœur, notamment en limitant voire en s'affranchissant de la sollicitation du dispositif de décompression et de filtration.

Les principales modifications du réexamen périodique prévues par EDF sont listées ci-après, selon quatre grandes familles :

- celles liées à l'étude des accidents sans fusion du cœur ;
- celles liées à l'amélioration de la sûreté de la piscine d'entreposage du combustible ;
- celles liées à l'amélioration de la robustesse des installations face aux agressions ;
- celles liées à la limitation des conséquences des accidents avec fusion du cœur.

Le quatrième réexamen est également l'occasion de finaliser la mise en œuvre du « noyau dur », défini après l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi. Ce « noyau dur » de dispositions matérielles et organisationnelles robustes vise notamment, en cas de situation extrême, à prévenir un accident avec fusion du combustible ou en limiter la progression et à limiter les rejets radioactifs massifs (voir paragraphe 5.8).

Enfin, EDF doit prendre en compte des modifications supplémentaires prévues par les prescriptions formulées par l'ASNR, ce qui nécessite un délai allant au-delà de la visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Paluel, qui débutera en janvier 2026. L'ASNR considère qu'il est souhaitable que le programme de travaux des visites décennales soit identique pour tous les réacteurs afin de faciliter son déploiement industriel et son appropriation par les intervenants. Elle a donc prescrit la réalisation des travaux correspondant en phase B pour l'ensemble des réacteurs.

Gestion des situations d'accident sans fusion du cœur

Les principales modifications déployées par EDF lors de la phase A sont :

- l'augmentation du débit des vannes de contournement de la turbine et de décharge à l'atmosphère (GCT-A) ;
- la modification du contrôle-commande cœur (ajout de quatre grappes d'arrêt, modification de la protection du cœur en cas de chutes de grappe, points de consignes des systèmes de protection, etc.) ;
- la qualification aux conditions accidentelles de la chaîne de mesure de vitesse des groupes motopompes primaires ;
- la diversification et le renforcement du système d'alimentation en eau de secours des générateurs de vapeur aux exigences du « noyau dur » ;
- l'augmentation du volume minimal requis dans les bâches d'eau borée du système d'appoint en eau et en bore du circuit primaire (REA) ;
- la fiabilisation de la fonction de recirculation de l'eau présente au fond de bâtiment du réacteur, en remplaçant certains calorifuges[23] ;
- l'amélioration de la réalimentation de la bâche d'alimentation de secours des générateurs de vapeur (ASG) par l'eau du circuit de lutte contre l'incendie ;
- la mise en place d'une nouvelle pompe de secours de l'injection aux joints des groupes motopompes primaires ;
- la réalimentation par le diesel d'ultime secours d'une pompe de charge du système de contrôle chimique et volumétrique du circuit primaire principal (RCV) ;
- l'évolution de la conduite en cas de rupture de tube d'un générateur de vapeur ;
- l'évolution de la conduite en cas de perte totale des alimentations électriques :
- l'évolution de la conduite en cas de perte de la source froide d'un réacteur ;
- la modification de la distribution électrique en vue de garantir l'alimentation électrique des matériels valorisés pour les accidents du domaine complémentaire.

[23] Les réacteurs nos 1 et 2 des centrales nucléaires de Paluel et de Cattenom et le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Saint-Alban font l'objet d'une programmation spécifique pour cette modification.

Les principales modifications déployées par EDF lors de la phase B sont :

- les évolutions de dispositions d'exploitation liées à la transposition des conditions de fonctionnement du réacteur EPR pour la chaudière.

Piscine d'entreposage du combustible

Les principales modifications déployées par EDF lors de la phase A sont :

- la fiabilisation de la fermeture de la vanne du tube de transfert ;
- la mise en place d'un appoint d'eau supplémentaire répondant aux exigences du « noyau dur » (SEG).

Les principales modifications déployées par EDF lors de la phase B sont :

- la mise en place d'une redondance de l'isolement automatique de la ligne d'aspiration du système de traitement et de refroidissement de l'eau des piscines (PTR) ;
- la création d'un système de refroidissement mobile diversifié (PTRbis) ;
- l'évolution de dispositions d'exploitation liées à la transposition des conditions de fonctionnement du réacteur EPR pour la piscine d'entreposage du combustible ;
- le renforcement des moyens de conduite pour faire face à des situations de vidange de la piscine du bâtiment du réacteur en état d'arrêt pour rechargement (APR).

Agressions

Les principales modifications déployées par EDF lors de la phase A concernent :

- la prévention des explosions notamment au niveau de singularités de tuyauteries hydrogénées et de locaux de charge de batterie ;
- le renforcement de la résistance des installations en cas de températures élevées (ventilation, remplacement de matériels, etc.) ;
- la protection contre l'incendie (aspersion, enrubannage, remplacement de portes coupe-feu, etc.) ;
- les risques d'inondation interne ou de rupture de tuyauterie à haute énergie (vannes d'isolement, cadres anti-fouettement, etc.).

Les principales modifications déployées par EDF lors de la phase B concernent :

- le renforcement des dispositions de protection identifiées « à forts enjeux de sûreté », pour l'incendie, l'explosion, l'inondation interne ou l'inondation externe ;
- la prévention des risques en cas de foudre ;
- le renforcement de la résistance des installations en cas de froid (chauffage, calorifuge, etc.).

Gestion des situations d'accidents avec fusion du cœur

Les principales modifications déployées par EDF lors de la phase A sont :

- le remplacement des têtes des soupapes du pressuriseur du circuit primaire ;
- la mise en place d'une instrumentation de détection de présence d'eau dans le local d'instrumentation du cœur (RIC) et le puits de cuve ;
- la modification du système de mise en dépression et de filtration de l'espace entre enceintes (EDE) en vue de satisfaire aux conditions d'accident grave ;
- la mise en place d'un nouveau dispositif d'étalement du corium dans le fond du bâtiment du réacteur, avec ajout d'une couche de béton sur le radier de l'enceinte ;
- la mise en place d'un dispositif de noyage du corium étalé ;
- la mise en place du dispositif EAS-ND permettant l'évacuation de la puissance du cœur accidenté sans qu'il soit nécessaire d'ouvrir le dispositif de décompression et de filtration de l'enceinte de confinement.

Les principales modifications déployées par EDF lors de la phase B sont :

- la mise en œuvre d'une substitution du système EAS-ND à moyen terme ;
- la mise à disposition d'une usine mobile de traitement des eaux contaminées du bâtiment du réacteur après un accidents grave (UMTEC) ;
- le renforcement du dispositif de décompression et de filtration de l'enceinte de confinement afin qu'il reste opérationnel après un séisme majoré de sécurité (SMS) .

5.2 RÉÉVALUATION DES RISQUES ASSOCIÉS AUX AGRESSIONS D'ORIGINE INTERNE OU EXTERNE DANS LA DÉMONSTRATION DE SÛRETÉ

La démarche générale de réexamen des risques associés aux agressions comprend la réévaluation des niveaux d'agression à considérer compte tenu de l'expérience acquise et de l'évolution des connaissances ainsi que l'examen du caractère suffisant des dispositions de protection prévues pour faire faire à ces niveaux d'agression.

Pour sa prise de position sur la phase générique du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, l'ASNR n'a pas pu procéder, sauf exceptions, à l'examen des modifications prévues par EDF lorsque les dispositions de protection existantes sont jugées insuffisantes. En effet, ces modifications n'ont pas été définies suffisamment tôt par EDF. L'ASNR analysera donc ces modifications ultérieurement.

5.2.1 Réévaluation au regard des niveaux de référence définis par l'association WENRA

5.2.1.1 Objectifs spécifiques du réexamen

L'association WENRA a mis à jour en 2014 ses niveaux de référence applicables aux réacteurs en exploitation [36] et a notamment introduit à cette occasion un chapitre spécifique aux agressions d'origine naturelle. L'association WENRA a en particulier introduit, dans la démarche de prise en compte des agressions d'origine naturelle dans la démonstration de sûreté, les points suivants :

- la fréquence de dépassement de l'intensité des agressions d'origine naturelle à retenir pour le domaine de conception de référence doit être inférieure à 10^{-4} par an et par réacteur[24] ;
- des agressions plus sévères que celles définies dans le domaine de conception de référence doivent être considérées. L'exploitant doit vérifier l'absence d'effet falaise et identifier les moyens qui permettent d'assurer le maintien des fonctions de sûreté pour faire face à un tel niveau d'agression.

Concernant la démarche générale de prise en compte des agressions, l'ASN a formulé, lors de la phase d'orientation du quatrième réexamen des réacteurs de 1300 MWe, ses attentes en demandant à EDF (demande n° 38 [7]) :

- l'analyse du positionnement des niveaux d'aléas retenus dans le cadre du réexamen par rapport à la cible préconisée par les niveaux de référence de 2014 de l'association WENRA ;
- dans le cas où l'exploitant ne serait pas en mesure de justifier que la fréquence de dépassement de l'aléa retenu pour le domaine de conception de référence respecte la cible préconisée par les niveaux de référence de 2014 de l'association WENRA, une justification de la capacité des installations à faire face à des aléas significativement supérieurs à ceux retenus pour le domaine de conception de référence.

Les niveaux de référence de l'association WENRA [36] précisent également que la démonstration de sûreté doit analyser les risques induits par les agressions d'origine interne ou externe en retenant une démarche similaire à celle retenue pour les événements internes[25] pris en compte dans le domaine de conception de référence. Ainsi, la défaillance d'un équipement, indépendante des conséquences de l'événement déclencheur et la plus défavorable pour la gestion de cet événement, doit être prise en considération en tant qu'aggravant dans les études d'agression.

[24] Lorsque la fréquence annuelle de dépassement de l'aléa ne peut pas être calculée ou lorsque les incertitudes sur cette valeur sont trop élevées, un « événement » doit néanmoins être retenu et justifié en visant un objectif équivalent.

[25] Événements causés par une défaillance d'un composant de l'installation ou une erreur humaine.

Lors de la phase d'orientation du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, l'ASN a ainsi demandé à EDF (demande nº 39 [7]) d'appliquer la préconisation de l'association WENRA concernant la prise en compte d'un aggravant dans les études d'agression.

Enfin, l'ASN a demandé à EDF en 2019 [7] de tenir compte des évolutions de niveaux de référence qui étaient alors envisagées sur les agressions internes et externes (niveaux dits « TU » et « SV »). Ces évolutions ont été validées fin 2020 et publiées par l'association WENRA en février 2021 [37]. Elles prévoient notamment l'intégration d'un domaine de conception étendu pour toutes les agressions, qu'elles soient d'origine interne ou externe.

5.2.1.2 Synthèse des études réalisées

Aléas considérés

Pour chaque agression naturelle, EDF a défini un aléa dit « WENRA 2014 » et l'a positionné par rapport aux niveaux d'aléas retenus pour le quatrième réexamen des réacteurs de 1300 MWe. Quand ces niveaux d'aléas sont inférieurs à l'aléa « WENRA 2014 », EDF a étudié la capacité des installations à faire face à des niveaux d'agressions significativement supérieurs. Ces études concluent parfois à la nécessité de mettre en œuvre des modifications sur les installations. C'est par exemple le cas des études sismiques réalisées pour la centrale nucléaire de Saint-Alban qui identifient le besoin de renforcer, voire de remplacer, la passerelle des tambours filtrants de la source froide.

Prise en compte d'un aggravant

La méthode retenue par EDF pour la prise en compte d'un aggravant dans les études d'agression considère deux types d'équipement :

- les équipements actifs ;
- les équipements passifs (à savoir les équipements restant statiques durant leur sollicitation et ne nécessitant pas d'alimentation électrique, en air ou en eau pour assurer la fonction requise).

Les équipements actifs nécessaires à la maîtrise des risques liés à une agression sont appelés par EDF « équipements de disposition agression » (EDA). La méthodologie d'EDF suppose que la défaillance de l'équipement survient à sa première sollicitation en situation d'agression. Toutefois, EDF exclut la défaillance de certains équipements actifs s'ils répondent à l'une des cinq situations suivantes :

- l'équipement est déjà en fonctionnement lors du fonctionnement normal du réacteur ;
- l'équipement est mis en œuvre de façon anticipée à l'agression (pour les agressions prédictibles) ;
- l'équipement intervient lors d'une agression rare ;
- l'équipement est hautement fiable ;
- la probabilité d'occurrence de l'agression cumulée à la défaillance de l'équipement est faible.

Pour les équipements ainsi exclus, EDF mène une démarche complémentaire visant à identifier ceux présentant un enjeu de sûreté important au regard des conséquences de leur défaillance en cas d'incendie, d'explosion ou d'inondation d'origine interne. Les dispositions de conception et d'exploitation des équipements ainsi identifiés, dits « à forts enjeux de sûreté », font l'objet d'une analyse par EDF et sont renforcées si nécessaire.

Les équipements passifs nécessaires à la maîtrise des risques liés à une agression sont appelés par EDF « matériels passifs statiques agression » (PSA). EDF n'applique pas d'aggravant aux équipements passifs, considérant que ces matériels sont conçus, fabriqués, surveillés et entretenus conformément à un niveau de qualité élevé et qu'ils ne sont pas affectés par les conditions générées par l'agression. Toutefois, EDF réalise, comme pour les matériels actifs dont la défaillance est exclue, une démarche complémentaire d'identification des matériels « à forts enjeux de sûreté » pour les risques liés à l'incendie, l'explosion ou l'inondation d'origine interne. Cette démarche est réalisée sur certaines familles de matériels passifs, identifiées sur la base du

retour d'expérience ou compte tenu de leurs caractéristiques (démontable ou manœuvrable). Pour l'incendie, EDF mène cette démarche sur tous les matériels passifs participant à la sectorisation (portes non asservies, traversées rebouchées, chatières, joints, protection de ventilation).

En application des démarches complémentaires à l'aggravant pratiquées sur les matériels valorisés en cas d'incendie, d'explosion ou d'inondation interne, EDF identifie des matériels « à forts enjeux de sûreté » parmi les matériels suivants :

- pour l'incendie (voir paragraphe 5.2.10.2.7) : les éléments passifs de sectorisation et les systèmes d'aspersion ;
- pour l'inondation interne (voir paragraphe 5.2.12.3.2) : les vannes manuelles d'isolement et les moyens d'évacuation ;
- pour l'explosion (voir paragraphe 5.2.11.2.3) : les vannes d'isolement, les clapets, les matériels participant à des automatismes de sécurité en cas de détection d'hydrogène, les ventilateurs, les portes, les matériels participant aux performances aérauliques, les cadres anti-fouettement, etc.

Mise à jour des niveaux de référence de l'association WENRA en 2021

EDF considère que la démonstration de sûreté apportée dans le cadre du quatrième réexamen périodique permet de répondre aux nouvelles dispositions introduites en 2021 par les niveaux de référence portant sur les agressions d'origine interne ou externe [37]. EDF considère notamment que ses installations peuvent faire face à des niveaux d'aléas allant au-delà de ceux retenus dans son domaine de conception de référence, notamment au regard des dispositions mises en œuvre dans le cadre du retour d'expérience de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi pour les agressions d'origine externe, et de l'examen de scénarios complémentaires pour les agressions d'origine interne (défaillances de dispositions passives ou de matériels d'un niveau de fiabilité élevé, etc.).

5.2.1.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen

Dans le cadre de ce réexamen périodique, l'ASNR juge acceptables les démarches mises en œuvre par EDF pour prendre en compte les niveaux de référence de l'association WENRA sur les agressions.

Pour les niveaux d'aléas naturels, l'ASNR souligne toutefois les difficultés à quantifier un aléa de fréquence de dépassement décamillénale pour certaines agressions, notamment celles relatives aux températures élevées.

L'ASNR note que les études menées par EDF pour évaluer le comportement des installations aux aléas « WENRA 2014 » aboutissent à l'identification de modifications qui permettront d'améliorer la sûreté des installations.

Pour les aggravants, l'ASNR considère que la prise en compte par EDF d'une défaillance postulée d'un équipement actif dans ses études relatives aux agressions permet d'accroître la robustesse de l'installation et améliore donc la démonstration de sûreté des installations. Il s'agit d'une amélioration notable par rapport aux précédents réexamens périodiques. Par ailleurs, compte tenu de la démarche complémentaire identifiant des équipements « à forts enjeux de sûreté », l'ASNR juge acceptables les critères retenus par EDF pour ne pas considérer la défaillance de certains équipements actifs dans ses études.

Cette démarche complémentaire conduit à l'analyse du caractère suffisant des dispositions de conception et d'exploitation des matériels identifiés « à forts enjeux de sûreté » et si nécessaire à la définition de dispositions complémentaires en vue de les renforcer. À ce stade, EDF n'a défini que partiellement ces dispositions complémentaires mais s'est engagée à les finaliser afin de les intégrer lors de la phase B du déploiement des modifications associées au réexamen. L'impact réel de ces dispositions complémentaires sur la fiabilité des matériels nécessitera d'être évalué au regard du retour d'expérience. **Ce point fait l'objet de la demande n° 7 de l'ASNR [22].**

L'ASNR souligne particulièrement l'importance de la démarche complémentaire menée par EDF pour les équipements (actifs ou passifs) valorisés dans les études des risques liés à l'incendie, l'explosion ou l'inondation interne, dont l'objectif est d'assurer un haut niveau de fiabilité des équipements « à forts enjeux de sûreté ». L'identification de ces matériels est détaillée dans les paragraphes dédiés du présent rapport. EDF s'est engagée à élargir cette démarche complémentaire aux équipements actifs valorisés dans les études des risques liés à l'inondation externe, dont la défaillance est exclue en raison de leur haute fiabilité, à savoir les batardeaux automatiques et les clapets anti-retours. Cet engagement est satisfaisant.

5.2.2 Sensibilité aux délais avant la première intervention des opérateurs des études relatives aux agressions

Le délai avant la première intervention des opérateurs constitue une hypothèse conventionnelle des études des conditions de fonctionnement de dimensionnement des réacteurs. Pour les réacteurs d'EDF actuellement en exploitation, sauf pour le réacteur EPR de Flamanville, le délai d'intervention est de 20 minutes si la première action est à réaliser dans la salle de commande, et de 25 à 35 minutes si cette action est à réaliser au niveau du matériel concerné. Pour le réacteur EPR de Flamanville, ces délais sont respectivement de 30 minutes et d'une heure.

Dans le cadre de ce réexamen, EDF a examiné la sensibilité des études d'agression des réacteurs de 1300 MWe aux délais avant la première intervention des opérateurs retenus dans les études du réacteur EPR de Flamanville. Les études de sensibilité et leurs conclusions sont présentées dans les paragraphes du présent rapport portant sur les agressions concernées.

5.2.3 Prise en compte de l'évolution des connaissances pour les agressions climatiques

La veille climatique exercée par EDF consiste à évaluer les évolutions possibles des niveaux d'aléas résultant du changement climatique et à s'assurer que ces évolutions ne sont pas de nature à remettre en cause le dimensionnement des installations vis-à-vis des aléas climatiques.

5.2.3.1 Objectifs spécifiques du réexamen

Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, l'ASN a demandé, lors de la phase d'orientation du réexamen [7], qu'EDF actualise les niveaux des aléas climatiques en se fondant sur l'état des connaissances scientifiques le plus récent.

5.2.3.2 Synthèse des études réalisées

En réponse à la demande de l'ASN, EDF a transmis une démarche de prise en compte de l'évolution climatique pour les agressions naturelles.

EDF a défini trois sous-objectifs à sa démarche de veille climatique :

- l'identification, tous les cinq ans en cohérence avec la fréquence des rapports édités par le GIEC[26], des aléas climatiques dont l'évolution est plausible ou certaine, ce qui pourrait conduire à réévaluer les valeurs du référentiel (veille scientifique) ;
- la surveillance en continu de l'atteinte de critères déclenchant une analyse approfondie (notion d'événement climatique majeur, ECM), afin de vérifier la robustesse des installations entre deux réexamens ;

[26] Le GIEC (Groupe d'experts intergouvernemental sur l'évolution du climat) évalue l'état des connaissances sur l'évolution du climat, ses causes, ses impacts. Il identifie également les possibilités de limiter l'ampleur du réchauffement et la gravité de ses impacts et de s'adapter aux changements attendus. Les rapports du GIEC fournissent un état des lieux régulier des connaissances les plus avancées.

- à partir de 2025, la détection des éventuelles évolutions de tendance liées au changement climatique en se basant notamment sur un suivi des ECM (veille climatique quinquennale).

EDF a classé les différentes agressions naturelles en fonction du degré de certitude des évolutions des aléas et du caractère conservatif des niveaux actuels retenus :

- les aléas dont l'évolution est certaine et pour lesquels il est possible de faire des projections : les températures chaudes de l'air et de l'eau et le niveau marin ;
- les aléas dont l'évolution est possible, mais dont la projection est incertaine : l'étiage et les fortes pluies ;
- les aléas pour lesquels aucune tendance d'évolution n'est identifiée sur le territoire métropolitain : les débits exceptionnels des fleuves, le vent et les tornades (les tempêtes de façon générale) ;
- les aléas dont l'évolution identifiée rend la situation actuelle conservative : les températures froides de l'eau et de l'air, le frasil et la neige.

EDF a décliné sa démarche pour :

- les grands chauds : elle a réévalué les « températures de longue durée » et des « températures exceptionnelles » (voir paragraphe 5.2.5). Elle définit l'atteinte de la température exceptionnelle comme un ECM ;
- le niveau marin : elle a réévalué le niveau marin en tenant compte du guide n° 13 de l'ASN [38] et en ajoutant une marge de façon à couvrir son évolution jusqu'au prochain réexamen périodique. Elle définit l'atteinte de la surcote centennale comme un ECM ;
- l'étiage : en l'absence de consensus sur la modélisation de ce phénomène, elle a proposé une méthode pour caractériser les débits et les niveaux d'eau associés. Elle définit l'atteinte d'un débit centennal minoré comme un ECM ;
- les fortes pluies : elle a réévalué le niveau de pluies de référence en tenant compte du guide n° 13 de l'ASN [38] tout en soulignant les incertitudes associées à l'augmentation de leur intensité. Elle définit l'occurrence du cumul sur une heure d'une pluie centennale comme un ECM.

5.2.3.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen

L'ASNR considère que l'état des connaissances sur lequel se fonde la démarche de veille climatique mise en œuvre par EDF pour le quatrième réexamen périodique est satisfaisant. L'ASNR note que la surveillance des ECM et la veille climatique quinquennale permettent d'identifier une évolution de l'état des connaissances avant le prochain réexamen.

Concernant la veille climatique quinquennale, l'ASNR a jugé lors de sa prise de position sur les orientations du cinquième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe [23] qu'elle devait être renforcée pour intégrer une réévaluation des niveaux d'aléas pour tous les aléas sensibles au changement climatique. Par ailleurs, l'ASNR considère nécessaire que la veille climatique quinquennale complète la veille scientifique afin de détecter d'éventuelles évolutions locales qui ne seraient pas identifiées par cette dernière. En conséquence, l'ASNR a demandé à EDF [23] d'intégrer à la veille climatique quinquennale, pour les aléas non sensibles au changement climatique, une analyse du suivi des ECM ou, à défaut, une analyse des bilans annuels menés par EDF sur les données hydrométéorologiques observées sur les sites et aux stations de mesure retenues pour la définition des niveaux de ces aléas.

5.2.4 Risques liés au séisme

La caractérisation de l'aléa sismique auquel chaque installation nucléaire de base doit pouvoir faire face est fondée sur une approche déterministe, détaillée dans la règle fondamentale de sûreté (RFS) n° 2001-01 du 31 mai 2001 [41]. Cette règle est complétée par le guide 2/01 de l'ASN [42], qui définit les dispositions de conception parasismique des ouvrages de génie civil.

La méthode de caractérisation de l'aléa consiste à :

- déterminer d'abord le « séisme maximal historiquement vraisemblable » (SMHV), qui correspond à une période de retour d'environ 1 000 ans. Ce niveau de séisme peut être considéré comme le plus intense « de mémoire d'homme » recensé dans la région considérée. De plus, le SMHV est placé forfaitairement, dans la zone sismotectonique à laquelle il appartient, à la position la plus pénalisante pour le site ;
- définir ensuite le « séisme majoré de sécurité » (SMS), qui correspond à une augmentation de la magnitude du SMHV de 0,5.

Le SMS est donc majoré par rapport au séisme historique recensé dans la région considérée : il est plus sévère et il est placé forfaitairement à la position la plus pénalisante pour le site. Pour certains sites, la prise en compte des données de paléosismicité peut conduire à compléter les mouvements associés au SMS, tout comme la prise en compte des effets de site particuliers[27].

Après l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi (voir paragraphe 5.8), l'ASN a par ailleurs demandé à EDF de vérifier la robustesse de ses centrales nucléaires à un niveau de séisme encore plus important, le « séisme noyau dur » (SND), pour lequel certaines fonctions de sûreté doivent pouvoir être assurées.

5.2.4.1 Objectifs spécifiques du réexamen

Les travaux relatifs aux risques liés au séisme, effectués dans le cadre du quatrième réexamen périodique, comportent deux volets :

- la vérification de la capacité de l'installation à faire face au SMS retenu dans la démonstration de sûreté. Cette vérification intègre :
  - la reconduction du SMS déterminé pour le troisième réexamen périodique pour l'ensemble des sites, du fait de l'absence d'évolution de connaissances notables depuis le dernier réexamen périodique,
  - l'évaluation d'effets de site particuliers pour les sites de Belleville, de Golfech et de Saint-Alban, où la présence de sédiments est susceptible de générer une amplification des mouvements sismiques. Lorsque des effets de site particuliers sont avérés et que les mouvements sismiques associés au SMS amendé de ces effets sont supérieurs à ceux considérés lors du précédent réexamen périodique ou lors du dimensionnement (séisme de dimensionnement[28]), EDF vérifie le respect des exigences de comportement (stabilité, résistance, etc.) attribuées aux matériels et aux ouvrages de génie civil ;
- la vérification de la capacité du « noyau dur » à assurer ses fonctions en cas de séisme extrême, défini à la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi. À cette fin :
  - un « séisme noyau dur » (SND) a été défini. Il est associé à un spectre de réponse sismique qui doit [6] être enveloppe du SMS du site majoré de 50 % et des spectres de site définis de manière probabiliste avec une période de retour de 20 000 ans et prendre en compte les effets de site particuliers et notamment la nature des sols,

[27] Dans certains cas particuliers, la géométrie complexe des couches sédimentaires (présence d'une topographie ou d'une cuvette sédimentaire) ou leur grande épaisseur peut conduire à une amplification ou à un allongement de la durée du mouvement sismique. De façon générale, des effets d'amplification du mouvement sismique peuvent être observés pour certains sites situés sur de fortes épaisseurs de sédiments ou ceux situés sur une « cuvette sédimentaire ».

[28] Les installations ont été conçues en retenant pour les structures, systèmes et composants de l'îlot nucléaire un séisme de dimensionnement (dit « SDD ») applicable à l'ensemble des réacteurs d'un même type. Pour chaque installation, le SDD était supérieur au SMS en vigueur au moment de sa construction.

- la capacité des structures, systèmes et composants des matériels (SSC) existants appartenant au « noyau dur », à assurer leurs fonctions en cas de SND, ainsi que le dimensionnement au SND des équipements nouveaux, sont vérifiés,
- l'absence d'agression des SSC appartenant au « noyau dur » par les autres SSC est vérifiée.

5.2.4.2 Synthèse des études réalisées et des modifications prévues par EDF

5.2.4.2.1 Réévaluation du SMS

Reconduction des spectres sismiques de réponse

Pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, l'ASN et EDF ont convenu de reconduire les spectres SMS établis pour le troisième réexamen périodique. En effet, lors du lancement des études de réévaluation sismique, aucune évolution notable des connaissances géologiques et sismologiques n'était intervenue depuis le troisième réexamen périodique. Pour le site de Saint-Alban, cette reconduction répond à la demande de l'ASN concernant la prise en compte du séisme historique de la Tour-du-Pin [43].

Toutefois, la mise à jour de la base de données de sismicité historique de la France métropolitaine[29] intervenue en 2021 a réinterrogé le principe d'une reconduction du spectre SMS pour le site de Cattenom. En effet, cette mise à jour a fait évoluer la localisation et l'intensité épicentrale du séisme historique de Clervaux qui constitue le séisme de référence pour ce site. EDF a établi, grâce à une nouvelle méthode visant à améliorer la calibration sur laquelle elle se fonde afin d'estimer les magnitudes et les profondeurs des séismes historiques en fonction de leur intensité, un nouveau spectre SMS prenant en compte cette mise à jour. Les mouvements sismiques associés à ce nouveau spectre sont inférieurs à ceux associés au spectre SMS établi pour le troisième réexamen périodique, ce qui permet selon EDF la reconduction de ce dernier pour le quatrième réexamen périodique.

Les effets de site particuliers

EDF a évalué les effets de site particuliers pour la centrale nucléaire de Saint-Alban présentant une configuration de bassin sédimentaire à la suite du comblement de la paléo-vallée du Rhône durant le Pliocène. Cette évaluation conclut à l'absence d'effet de site particulier pour un niveau de séisme SMS.

Par ailleurs, l'ASN a demandé à EDF [44] de prendre en compte les effets de site particuliers concernant les sites de Belleville et de Golfech, situés sur une forte épaisseur de sédiments. En réponse, EDF a réalisé une étude modélisant la propagation des ondes sismiques au travers de modèles de sol représentatifs des sites. Cette étude conclut à l'absence d'effet de site particulier pour la centrale nucléaire de Golfech, mais à l'existence d'un effet de site particulier pour celle de Belleville. Les mouvements sismiques associés au SMS réévalué (amendé de cet effet de site particulier) présentent des dépassements significatifs par rapport aux mouvements sismiques associés au SMS du troisième réexamen périodique. EDF a ainsi établi un programme d'évaluation de la tenue sismique de certains ouvrages et matériels de ce site ; les études seront transmises à l'ASNR en décembre 2026.

[29] Cette base de données, appelée SisFrance, est établie dans le cadre d'une collaboration entre le Bureau de recherches géologiques et minières (BRGM), EDF et l'ASNR. Elle est accessible via le site internet http://www.sisfrance.net.

5.2.4.2.2 « Séisme noyau dur »

Spectre « noyau dur »

Le spectre sismique dit « séisme noyau dur » (SND) est, conformément aux décisions de l'ASN [6], l'enveloppe d'un spectre correspondant au SMS majoré de 50 % et d'un spectre probabiliste.

L'évaluation probabiliste de l'aléa sismique repose sur une démarche qui consiste à évaluer la probabilité de dépasser une accélération donnée en un lieu déterminé. Conformément aux décisions de l'ASN [6], EDF a défini pour chacun de ses sites un spectre de réponse sismique associé à une période de retour de 20 000 ans.

Tenue des systèmes, structures et composants au SND

EDF a développé des guides méthodologiques pour vérifier la tenue des SSC existants du « noyau dur », conformément à la prescription [ECS-ND9] des décisions de l'ASN [6]. Ces guides traitent de la capacité sismique des structures de génie civil et des matériels tels que les réservoirs, la robinetterie, les matériels électriques, les tuyauteries, les engins de manutention ou les gaines de ventilation.

Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, EDF prévoit, si besoin, de réaliser des renforcements de certains matériels au SND lors de la phase B du déploiement des modifications.

5.2.4.3 *Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen*

5.2.4.3.1 *Réévaluation des risques sismiques (SMS)*

L'ASNR considère que la reconduction des spectres SMS établis pour le troisième réexamen périodique, amendés des éventuels effets de site particuliers calculés par EDF, est acceptable. Toutefois, pour le cas du site de Cattenom, l'acceptabilité de cette reconduction doit être instruite. En effet le séisme de référence du site de Cattenom a fait l'objet d'évolutions de connaissance et EDF a établi un nouveau spectre afin de prendre en compte ces évolutions. Ce spectre est en cours d'analyse.

L'ASNR souligne les analyses sur les effets de site particuliers menées par EDF. Pour le site de Belleville, la prise en compte d'un effet de site particulier conduit à une réévaluation de la tenue sismique de certains ouvrages et matériels dont les études sont prévues pour fin 2026.

5.2.4.3.2 « Séisme noyau dur »

Spectres « noyau dur »

EDF a conduit une évaluation probabiliste détaillée, réalisée dans des délais courts imposés par le calendrier de mise en place du « noyau dur ». L'ASNR constate le travail très important réalisé par EDF pour établir les spectres probabilistes de l'ensemble de ses sites.

Les agressions externes extrêmes retenues pour le « noyau dur » ont fait l'objet d'une réunion du groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires en 2016. À la suite de l'avis du groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires, l'ASN a considéré [44] que les spectres probabilistes de période de retour 20 000 ans déterminés par EDF pour la définition du SND (sans utiliser un « filtrage CAV[30] ») sont acceptables pour tous les sites du palier 1300 MWe à l'exception des sites de Belleville et de Saint-Alban. En ce qui concerne le site de Belleville, l'ASNR estime que le niveau d'aléa proposé par EDF est potentiellement sous-évalué à basse fréquence. En ce qui concerne le site de Saint-Alban, l'ASNR considère que des incertitudes trop importantes pèsent sur certains paramètres importants pour établir le spectre probabiliste de ce site.

[30] « Cumulative Absolute Velocity ». Dans son principe, ce filtrage vise à exclure du calcul d'aléa les scénarios sismiques qui ne seraient pas endommageants pour l'installation.

Ainsi, comme pour certaines centrales de réacteurs de 900 MWe, l'ASNR considère que l'approche, qui consiste d'une part à vérifier la tenue au SND tel que défini par EDF en 2014, d'autre part à identifier les possibilités de renforcement afin de repousser les effets falaise à des niveaux de séisme plus élevés pour tenir compte des incertitudes sur la détermination de l'aléa extrême et les éventuels effets de site particuliers, est pertinente pour les sites de Belleville et de Saint-Alban.

Ce point fait l'objet de la prescription [RP4-1300-AGR-C] de la décision de l'ASNR [20].

Guides méthodologiques de vérification de la tenue au SND des structures, systèmes et composants (SSC) existants du « noyau dur »

Pour la démonstration de la capacité des SSC à assurer leur mission en cas de SND, EDF a transmis des guides méthodologiques. Ces guides proposent, pour chaque famille de SSC du « noyau dur », une démarche de justification de leur tenue sismique au SND, et, le cas échéant, une méthode d'identification des renforcements à effectuer afin d'assurer cette tenue.

D'une manière générale, l'ASNR considère satisfaisante, sur le principe, l'approche graduée utilisée par EDF dans ces guides méthodologiques. Il convient toutefois de s'assurer également de la conformité des SSC à leur référentiel. Ainsi, les contrôles systématiques et exhaustifs réalisés périodiquement *in situ* sur les matériels, leur support et leurs ancrages sont essentiels pour contribuer à démontrer cette conformité.

L'examen de ces guides méthodologiques par l'ASN a soulevé toutefois des questions portant sur la pertinence et le caractère suffisant des méthodes de justification retenues. L'ASNR considère qu'EDF a apporté des éléments pour répondre à la majorité des demandes de compléments de l'ASN. Cependant, pour d'autres demandes comme la prise en compte des répliques sismiques ou la justification de la tenue sismique des grands réservoirs à fond plat, des échanges sont encore en cours avec EDF et pourraient nécessiter des compléments.

5.2.5 Risques liés aux températures élevées

L'augmentation des températures de l'air, lors d'un épisode caniculaire, peut avoir des conséquences sur la sûreté nucléaire. En effet, une centrale nucléaire doit maintenir dans ses locaux une température ambiante compatible avec le fonctionnement des équipements nécessaires pour assurer les trois fonctions de sûreté. En cas de température élevée de l'air, une éventuelle dégradation de ces équipements est susceptible de conduire à ce qu'ils n'assurent plus leur fonction de sûreté ou à ce qu'ils l'assurent de façon dégradée. Par exemple, l'atteinte de températures trop élevées dans les locaux peut conduire à la défaillance de certaines pompes assurant une fonction de refroidissement du combustible.

À la suite des épisodes caniculaires de 2003 et de 2006, EDF a défini de nouvelles règles à appliquer, regroupées dans le référentiel dit « grands chauds ». Il a conduit à la révision des études de sûreté en considérant notamment comme hypothèses des températures plus élevées. Le référentiel « grands chauds » considère deux types de situations de dimensionnement :

- une situation dite « de redimensionnement » pour laquelle les températures de « redimensionnement » sont appliquées sans limitation de durée sur l'installation ;
- une situation d' « agression canicule » consistant à étudier l'effet de températures plus élevées que les températures de « redimensionnement » mais sur une durée plus courte pour tenir compte d'éventuelles vagues de chaleur.

La prise en compte du retour d'expérience des épisodes caniculaires de 2003 et 2006 a également conduit EDF à créer des procédures de conduite opérationnelles, dites « règles particulières de conduite » (RPC), permettant d'initier de façon anticipée des actions destinées à limiter les risques associés aux températures

élevées ou les effets d'un événement caniculaire (tels que des délestages électriques[31] ou la mise en place de climatiseurs mobiles).

Les risques liés aux températures élevées de l'air sont ainsi présentés dans la suite de ce paragraphe. Il convient de noter que les risques liés aux températures élevées de l'eau ont également fait l'objet d'une réévaluation par EDF dans le cadre du réexamen périodique. Cette réévaluation conclut que la sûreté des réacteurs n'est pas remise en cause en cas de températures élevées de l'eau. Elle n'a pas été instruite par l'ASNR.

5.2.5.1 Objectifs spécifiques du réexamen

Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, l'ASN a adressé plusieurs demandes à EDF concernant la réévaluation des températures à considérer dans la démonstration de sûreté et les études des conséquences de ces températures sur l'installation, en vue de définir et intégrer les éventuelles modifications nécessaires. L'ASN a notamment demandé à EDF [7] de considérer pour l'agression canicule une température maximale (appelée également « température exceptionnelle ») d'une période de retour centennal et enveloppe des observations du passé pour chaque site. L'ASN a également demandé à EDF [7] de démontrer que les situations de perte totale des alimentations électriques (alimentations électriques externes et groupes électrogènes de secours principaux) peuvent être gérées avec les températures du référentiel « grands chauds ».

5.2.5.2 Synthèse des études réalisées et des modifications prévues par EDF

EDF a réexaminé les exigences de protection vis-à-vis des grands chauds en intégrant les éléments de la veille climatique réalisée en 2020 et les enseignements de l'instruction du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe.

Dans ce cadre, EDF a réévalué les températures à retenir pour les situations de redimensionnement et de canicule associées à son référentiel.

Pour les situations de redimensionnement, EDF a retenu un profil sinusoïdal défini sur 24 heures oscillant entre une température maximale et une température minimale, dont la probabilité de dépassement dans 30 ans est de 2 %.

Pour les situations de canicule, EDF a retenu un profil sinusoïdal appliqué pendant 14 jours et oscillant sur 24 heures entre une température exceptionnelle et une température minimale définies à un niveau de retour centennal, couvrant les 30 prochaines années, en tenant compte des évolutions climatiques. Pour les matériels exposés, EDF a également défini un profil exceptionnel instantané appliqué pendant 12 heures à la température exceptionnelle.

EDF retient ainsi les valeurs suivantes pour la situation associée à la canicule de son référentiel « grands chauds » :

- une température exceptionnelle de 45 °C et une température minimale de 26,5 °C pour le site de Belleville ;
- une température exceptionnelle de 44 °C et une température minimale de 26 °C pour le site de Cattenom ;
- une température exceptionnelle de 39 °C et une température minimale de 24 °C pour le site de Flamanville ;

[31] Arrêt d'équipements effectué volontairement en cas de température élevée afin d'éviter la saturation de l'alimentation électrique fournie par les groupes électrogènes de secours à moteur diesel.

- une température exceptionnelle de 46 °C et une température minimale de 28 °C pour le site de Golfech ;
- une température exceptionnelle de 44,7 °C et une température minimale de 25 °C pour le site de Nogent ;
- une température exceptionnelle de 42,2 °C et une température minimale de 23,8 °C pour les sites de Paluel et de Penly ;
- une température exceptionnelle de 44 °C et une température minimale de 29,5 °C pour le site de Saint-Alban.

Enfin, EDF a défini par ailleurs une température allant significativement au-delà des températures de canicule retenues dans son référentiel, en retenant une cible de période de retour décamillénale pour réaliser les études destinées à répondre aux niveaux de référence de l'association WENRA.

EDF a réalisé de nouvelles études thermiques pour les îlots conventionnels et nucléaires des centrales de 1300 MWe. EDF étudie l'impact du profil de température retenu sur le fonctionnement des installations :

- pour les situations de redimensionnement, en fonctionnement normal et pour les incidents et les accidents du domaine de dimensionnement ;
- pour la canicule, en fonctionnement normal et pour un périmètre d'incidents et d'accidents plus restreint, considérant la faible probabilité du cumul d'une canicule avec certains accidents de faible occurrence ;
- pour la canicule définie en vue d'atteindre une cible de période de retour décamillénale, en fonctionnement normal et en cas de perte induite des alimentations électriques externes.

Dans tous les cas, la démarche d'EDF vise à vérifier que les températures atteintes dans les locaux sont compatibles avec la température garantissant la disponibilité des matériels classés de sûreté s'y trouvant. Les températures atteintes dans les locaux sont évaluées par un logiciel (ThBat) pour des températures extérieures correspondant aux situations étudiées (ce logiciel établissant une seule température par local).

EDF distingue deux définitions de températures admissibles des matériels :

- la Tr est « la température acceptable par le matériel pour un fonctionnement limité à quelques centaines d'heures par an, et ce, chaque année jusqu'à la fin de vie des réacteurs concernés » ;
- la Td est « la température maximale acceptable par le matériel en régime permanent, tout au long de sa durée de vie. Le régime permanent correspond au fonctionnement normal du matériel »[32].

Si la perte des matériels en situation de température élevée ne remet pas en cause l'atteinte d'un état sûr, ces matériels sont considérés par EDF comme dédouanés. Pour les autres matériels, EDF prévoit des modifications matérielles, ainsi que d'exploitation (mesures de suivi et de maintenance des systèmes). EDF a par exemple prévu pour les réacteurs du type P'4 le remplacement des moteurs basse tension des ventilateurs d'extraction d'iode dans le bâtiment des auxiliaires de sauvegarde par du matériel qualifié à des températures plus élevées.

Par ailleurs, EDF prévoit pour certains locaux dits « à forts enjeux de sûreté » de disposer d'une marge d'au moins deux degrés entre les températures calculées dans les locaux et les températures maximales admissibles des matériels s'y trouvant. Ces locaux « à forts enjeux de sûreté » sont :

- les locaux électriques et de contrôle-commande ;
- les locaux abritant les groupes électrogènes de secours à moteur diesel ;
- les locaux abritant les pompes du système d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur ;

[32] Pour la majorité des matériels participant à la démonstration de sûreté, la Td et la Tr sont confondues ; pour les autres matériels la Tr est supérieure à la Td.

- les locaux abritant les pompes du système de traitement et de réfrigération des piscines d'entreposage du combustible ;
- les locaux abritant les batteries de sauvegarde ;
- les locaux abritant les pompes d'injection de sécurité.

Pour ces locaux, EDF met en œuvre, le cas échéant, des dispositions complémentaires pour disposer de cette marge de 2 °C. Cela concerne par exemple les locaux des pompes du système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur, pour lesquels EDF a prévu de valoriser un système de ventilation impliquant une exigence de tenue sismique et de secours électrique. EDF prévoit également d'étudier des dispositions pour l'ensemble des locaux électriques et de contrôle-commande ainsi que pour les halls diesel des sites de Saint-Alban, Golfech, Nogent-sur-Seine, Cattenom et Belleville-sur-Loire.

5.2.5.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen

L'ASNR souligne l'ampleur des études réalisées et des dispositions envisagées par l'exploitant pour protéger ses installations ; ces dispositions seront déployées lors des visites décennales des réacteurs. L'ASNR considère que la déclinaison du référentiel « grands chauds » constitue une avancée majeure pour la démonstration de sûreté.

Concernant les températures retenues par EDF pour les situations de redimensionnement et d'agression canicule, l'ASNR juge acceptables les profils sinusoïdaux définis par EDF dans le cadre de ce réexamen périodique. L'ASNR relève toutefois que la définition retenue par EDF pour la température exceptionnelle de l'agression canicule n'intègre pas le retour d'expérience de chaque site. EDF a transmis en cours d'instruction des compléments afin de justifier que les valeurs retenues n'étaient pas remises en cause par le retour d'expérience. EDF a également apporté des compléments permettant de s'assurer que l'évolution climatique prise en compte était cohérente avec les tendances régionales. L'ASNR juge ces compléments satisfaisants.

Au regard des enjeux induits par les risques liés aux températures élevées, **l'ASNR encadre par la prescription [RP4-1300-AGR-A] de sa décision [20] l'intégration dans le référentiel d'EDF de la température exceptionnelle à retenir pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe.**

Par ailleurs, EDF n'a pas réalisé d'étude thermique permettant de justifier la capacité à gérer une situation de perte totale des alimentations électriques sur le site avec les températures extérieures de l'air du référentiel « grands chauds ». Toutefois EDF a établi une analyse qualitative qui se base sur les résultats des études de redimensionnement et qui valorise des modifications prévues dans le cadre du quatrième réexamen périodique. Cette analyse conclut à la disponibilité des matériels nécessaires à la conduite de cette situation pour les températures de redimensionnement. À l'issue de l'instruction, EDF s'est engagée à compléter cette analyse et à réaliser les éventuelles modifications qui en découleraient au plus tard lors de la phase B du déploiement des modifications associées au réexamen, ce que l'ASNR juge satisfaisant.

Comme pour la situation de perte totale des alimentations électriques, EDF n'a pas réalisé d'étude thermique permettant de justifier la capacité à gérer une situation de perte totale de la source froide. EDF a établi une analyse justificative qu'elle s'est engagée à compléter. Les éventuelles modifications qui en découleraient seront réalisées au plus tard lors de la phase B du déploiement des modifications, ce que l'ASNR juge satisfaisant.

En fin d'instruction, EDF a transmis une justification du caractère suffisant de la marge de 2 °C retenue pour les études thermiques du hall diesel, pour couvrir les incertitudes du logiciel ThBat et les hétérogénéités de température dans ce hall. Cette justification se base sur l'exploitation d'essais sur site dans des conditions représentatives des études de la démonstration de sûreté, ou de leur transposition. Selon EDF, cette étude confirme le caractère enveloppe de la marge de 2 °C. Elle est actuellement en cours d'analyse. D'une manière générale, l'ASNR attend, pour les prochains dossiers, des améliorations des outils de calcul.

5.2.6 Risques liés aux inondations d'origine externe

En 2013, l'ASN a publié un guide prenant en compte les progrès des connaissances en matière de risque d'inondation d'origine externe [38]. Ce guide définit les situations de référence vis-à-vis desquelles les installations nucléaires de base doivent être protégées.

À la demande de l'ASN, la déclinaison de ce guide pour les réacteurs de 1300 MWe a débuté dès sa parution en 2013 et EDF a réalisé des études selon un calendrier dédié et découplé des réexamens. Les modifications nécessaires pour en respecter les recommandations s'achèveront à la fin de l'année 2025 sur l'ensemble des réacteurs de 1300 MWe.

À la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi en mars 2011, l'ASN a demandé à EDF de réaliser, sur l'ensemble de ses réacteurs, des évaluations complémentaires de sûreté afin notamment d'évaluer la robustesse de ses installations à faire face à des situations d'inondation d'origine externe, au-delà des aléas de dimensionnement couverts par la démarche de retour d'expérience de l'inondation du site du Blayais de 1999 ou des exigences portées par le guide n° 13 [38] qui était alors en cours de finalisation. En 2012, l'ASN a adopté des prescriptions [5] visant à renforcer la protection des centrales nucléaires contre les pluies et les inondations induites par la défaillance d'équipements internes au site sous l'effet d'un séisme. Ce renforcement a conduit à la mise en place entre 2014 et 2017 de nouvelles protections contre l'inondation (margelles, dispositifs permettant d'éviter l'entrée d'eau dans les bâtiments, etc.) sur l'ensemble des sites. En 2014, l'ASN a adopté de nouvelles prescriptions [6] visant à renforcer la protection des centrales nucléaires contre le risque d'inondation d'origine externe pour les situations extrêmes dites « noyau dur ».

5.2.6.1 Objectifs spécifiques du réexamen

Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, l'objectif est de réévaluer les situations de référence pour le risque d'inondation. Ces réévaluations intègrent un aggravant dans les études d'agression (voir paragraphe 5.2.1) ainsi que des études de sensibilité aux délais avant la première intervention des opérateurs (voir paragraphe 5.2.2).

5.2.6.2 Synthèse des études réalisées et des modifications prévues par EDF

À ce stade, EDF a réévalué les études d'inondation d'origine externe pour les premières centrales nucléaires qui réaliseront leur quatrième réexamen périodique (Paluel, Cattenom et Saint-Alban). À l'issue de ces réévaluations et pour répondre aux objectifs du réexamen, EDF prévoit notamment :

- de mettre en place un système d'étanchéité au passage de l'arbre de transmission du tambour filtrant de la station de pompage du site de Paluel. Il permettra, en cas d'arrivée d'eau, de supprimer le risque de bipasse de la protection volumétrique[33] ;
- d'étudier la faisabilité de descentes d'eaux pluviales de type « gargouilles » au niveau de la toiture de la pince-vapeur du site de Cattenom pour assurer la tenue de la toiture en réduisant la charge d'eau induite par la pluie.

Les études des autres sites feront aussi l'objet d'une réévaluation dans le cadre de leur quatrième réexamen périodique. Elles seront transmises par EDF selon un calendrier cohérent avec la première quatrième visite décennale intervenant sur chacun des sites.

[33] Volume de protection rendu étanche par obturation des ouvertures situées dans les parois extérieures de ce volume, afin d'éviter des entrées d'eau dans les locaux abritant des équipements importants pour la sûreté.

5.2.6.3 *Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen*

L'ASNR considère que les réévaluations des situations de référence effectuées dans le cadre du quatrième réexamen périodique permettront de conférer aux centrales nucléaires de 1300 MWe un haut niveau de protection contre le risque d'inondation d'origine externe.

Dans le cadre de ce réexamen périodique, l'ASNR a examiné certaines démarches utilisées par EDF pour définir les situations de référence des différents sites, ainsi que les cumuls d'aléa et les dispositions de protection déjà mises en œuvre pour les sites de Paluel et Cattenom. L'ASNR juge ces éléments satisfaisants sous réserve que certains compléments soient apportés.

En effet, l'instruction a mis en évidence que certaines démarches retenues pour la déclinaison du guide n° 13 [38] méritent des compléments. L'ASNR considère que :

- des données supplémentaires doivent être exploitées dans le cadre des évaluations des pluies locales, afin de conforter la définition des pluies de référence et l'estimation des lames d'eau associées ;
- des compléments relatifs à la prise en compte de données historiques, au coefficient de forme, à l'analyse statistique, au calcul de l'intervalle de confiance et à la prise en compte du coefficient de Myer[34] devront être apportés dans le cadre des études relatives à la crue sur grand bassin versant pour les sites concernés par ce phénomène ;
- les données d'observation des vitesses de vent les plus récentes doivent être intégrées afin de vérifier qu'elles ne remettent pas en cause les valeurs de vent centennal prises en compte dans les études ;
- des données supplémentaires doivent être exploitées dans les études de remontée de nappe phréatique afin de consolider les estimations réalisées au droit des sites ;
- des données complémentaires, plus récentes et issues de données mesurées et modélisées devront être utilisées lors des réévaluations des houles de référence.

À l'issue des instructions, EDF s'est engagée à intégrer ces éléments. Notamment, EDF prévoit de mettre à jour dans le cadre du quatrième réexamen périodique les études de réévaluation des houles de référence afin d'exploiter des valeurs de houle non valorisées à ce jour, y compris pour le site de Paluel, ce que l'ASNR juge satisfaisant.

5.2.7 Risques associés au transport aérien et à l'environnement industriel

Les risques associés au transport aérien et à l'environnement industriel ont été pris en compte à la conception des centrales nucléaires. La démonstration de sûreté couvre ainsi les sources d'agressions potentielles suivantes :

- le trafic aérien décliné selon trois familles d'aéronefs, à savoir l'aviation générale (petits avions civils de masse inférieure à 5,7 tonnes), commerciale et militaire ;
- l'environnement industriel externe au site avec :
    - les installations industrielles fixes (pétrolières, pétrochimiques, gazières, stockage d'explosifs, etc.) ;
    - les transports par canalisation (gazoducs, oléoducs, etc.) ;
    - les différents modes de transport de matières dangereuses (transport routier, ferroviaire, fluvial ou maritime).

[34] Le coefficient de Myer permet de tenir compte de la différence de taille des bassins versants au droit du site et au droit de la station hydrologique de référence afin d'ajuster la représentativité du point de mesure.

Les règles fondamentales de sûreté (RFS) I.2.a [39] et I.2.d [40] précisent, sous forme de recommandations, les pratiques que l'ASNR juge satisfaisantes pour assurer la protection des centrales nucléaires contre ces agressions.

5.2.7.1 *Objectifs spécifiques du réexamen*

Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, l'objectif est de réévaluer les risques industriels et aériens en application des RFS I.2.a [39] et I.2.d [40] en tenant compte de l'actualisation :

- des données d'accidentologie ;
- des données propres à l'environnement de chaque centrale nucléaire, à savoir la localisation des voies aériennes ou des aérodromes, la proximité des voies de communication, des installations industrielles et les données de trafic aérien ou de transport de matières dangereuses ;
- des surfaces virtuelles[35] des ouvrages de génie civil pour le risque aérien.

Lors des orientations du quatrième réexamen périodique des réacteurs 1300 MWe [7], l'ASN a demandé à EDF *« de démontrer l'élimination pratique du risque de fusion des assemblages de combustible entreposés dans les piscines du bâtiment combustible vis-à-vis du risque de chute d'aéronefs de l'aviation générale, sans écarter ces situations sur la seule base d'une considération probabiliste ».*

Pour les risques associés à l'environnement industriel, l'ASN a également demandé à EDF [45] d'évaluer les scénarios des études de dangers des installations industrielles fixes et des canalisations de transport de matières dangereuses présentes à proximité des sites au regard des attendus de la démonstration de sûreté nucléaire.

Par ailleurs, à l'issue de l'instruction de la phase générique du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, l'ASN a demandé à EDF [33] de réviser sa méthodologie ainsi que de justifier le caractère conservatif de certaines de ses hypothèses pour les risques associés à l'environnement industriel et aux voies de communication. Cette demande est applicable au quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe.

5.2.7.2 *Synthèse des études réalisées et des modifications prévues*

5.2.7.2.1 *Risques associés au transport aérien*

L'analyse d'EDF du risque aérien vise à décliner la règle fondamentale de sûreté RFS I.2.a[36] [39], qui préconise une évaluation probabiliste du risque de rejet inacceptable de substances radioactives en cas de chute accidentelle d'un aéronef.

À cet égard, EDF a proposé une mise à jour de sa méthodologie d'évaluation du risque aérien, comprenant notamment des évolutions concernant :

- l'évaluation de la probabilité de la chute d'avion pour les différentes familles définies dans la RFS I.2.a ;
- une amélioration de la prise en compte des probabilités de chute en fonction de la distance aux aérodromes et de la nature des vols ;
- la définition de la liste des cibles de sûreté concernées par ce risque ainsi que le calcul des surfaces virtuelles associées à chacune d'elles ;

[35] La surface virtuelle d'un bâtiment correspond à la surface moyenne probable des projections cylindriques sur le sol d'un bâtiment à la suite de la chute de l'avion en fonction des directions possibles de chute de l'avion, de la surface apparente de ces bâtiments et de leur implantation par rapport aux autres bâtiments.

[36] La RFS I.2.a défini trois familles d'aviation : l'aviation générale, qui correspond aux avions civils de masse inférieure à 5,7 t, l'aviation commerciale, qui regroupe les avions civils à caractère commercial de masse supérieure à 5,7 t et l'aviation militaire.

- l'analyse des effets induits par la chute accidentelle d'avion autres que l'impact mécanique.

EDF a également examiné les risques liés à la chute accidentelle d'un hélicoptère.

De plus, en réponse à la demande de l'ASN [7], EDF a examiné les conséquences de la chute d'un aéronef de l'aviation générale sur le bâtiment du combustible pour l'ensemble des réacteurs de 1300 MWe. EDF conclut que la chute d'un aéronef représentatif de l'aviation générale n'entraîne pas de situation qui pourrait conduire à la fusion des assemblages combustibles qui y sont entreposés.

5.2.7.2.2 Risques associés à l'environnement industriel et aux voies de communication

L'analyse effectuée par EDF vise à décliner la RFS I.2.d [40]. À cet égard, EDF a proposé une mise à jour de sa méthodologie d'évaluation du risque dans un guide méthodologique qui comprend les étapes suivantes :

- l'identification des phénomènes dangereux redoutés ;
- l'évaluation déterministe des conséquences des scénarios retenus ;
- l'évaluation probabiliste, le cas échéant, des scénarios critiques retenus et la comparaison des résultats probabilistes avec les objectifs fixés par la RFS I.2.d [40].

EDF a mis à jour la méthodologie appliquée pour le quatrième réexamen des réacteurs de 900 MWe et a apporté des réponses aux demandes formulées dans les courriers [7] et [45].

Les études site par site seront réalisées au moment du réexamen de chacun des réacteurs.

5.2.7.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen

L'analyse de l'ASNR a principalement porté sur les méthodes mises en œuvre par EDF, au regard des recommandations des RFS I.2.a [39] et I.2.d [40]. À l'issue de son instruction, l'ASNR considère que les approches retenues sont cohérentes avec ces règles.

L'ASNR considère que la méthodologie proposée par EDF pour l'évaluation du risque aérien est globalement satisfaisante. L'ASNR prendra position, dans le cadre de la phase spécifique du réexamen de chaque réacteur, sur la déclinaison de cette méthodologie, amendée des compléments demandés par le courrier [46] ainsi que sur l'acceptabilité des risques liés à la chute d'un aéronef.

Pour le risque de découvrement des assemblages combustibles entreposés dans la piscine du bâtiment du combustible en cas de chute d'un aéronef de l'aviation générale, EDF a effectué, comme pour les réacteurs de 900 MWe, des études qui prennent en compte de façon déterministe la chute de ce type d'avion. EDF a étudié les conséquences d'une telle chute sur le bâtiment du combustible, en vérifiant la capacité à maintenir un niveau d'eau suffisant dans la piscine, ainsi que le refroidissement des assemblages. Cette étude est en cours d'analyse.

En ce qui concerne la méthodologie proposée par EDF pour la détermination des risques induits par les agressions potentielles dues à l'environnement industriel et aux voies de communication, l'ASNR souligne les avancées apportées par la méthodologie transmise par EDF et mise à jour à l'occasion de ce réexamen. Des limites liées à l'utilisation des scénarios étudiés dans les études de dangers des industriels voisins sont toutefois à noter.

Par ailleurs, EDF doit poursuivre les études visant à assurer le caractère enveloppe de l'évaluation des impacts des nuages de gaz inflammables dérivants compte tenu des hypothèses retenues (masse de gaz prise en compte, délai d'inflammation du nuage). EDF s'y est engagée pour le site de Saint-Alban pour fin 2025.

5.2.8 Risques associés aux vents violents

Les effets du vent sur les équipements et les structures peuvent être :

- directs, affectant la résistance des bâtiments ou des matériels situés à l'extérieur à cause des effets de pression ;
- indirects, via des projectiles générés par les vents violents (PGVV).

Seuls les effets directs des vents violents sur les bâtiments ont été pris en compte à la conception des centrales nucléaires en application des règles « neige et vent 65 ».

5.2.8.1 Objectifs spécifiques du réexamen

Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, l'objectif consiste à étudier d'une part les effets directs des vents violents sur les structures, systèmes et composants (SSC) situés en extérieur ainsi que sur les bâtiments en abritant et d'autre part les effets indirects de ces vents violents (projectiles), en incluant les cibles situées à l'intérieur des bâtiments peu résistants, ainsi que les risques de survitesse induits pour les systèmes de ventilation pouvant conduire à leur défaillance.

De plus, pour répondre à la demande de l'ASN [7] formulée dans sa position sur les orientations du quatrième réexamen périodique, EDF devait vérifier l'absence d'effet falaise sur la démonstration de sûreté pour des niveaux de vent correspondant à une valeur cible de fréquence annuelle de dépassement inférieure à 10^{-4} par an.

5.2.8.2 Synthèse des études réalisées et des modifications prévues par EDF

Les vitesses de vent retenues pour l'analyse sont celles issues de l'édition 2009 des règles « neige et vent 65 » [47]. Les projectiles enveloppes retenus sont :

- une automobile trainée au sol ;
- une planche de bois et une tôle de bardage situées à une altitude et dans une direction quelconque.

Les études transmises par EDF intègrent les demandes formulées par l'ASN [48] (variabilité de la vitesse de vent, amplification locale de la vitesse de vent et effets directs et indirects des vents sur les systèmes de ventilation, agressions induites par la défaillance de matériels non protégés, lien de dépendance entre grand vent et situation de perte de la source froide par colmatage). Elles couvrent les effets directs et indirects du vent sur :

- les matériels extérieurs importants pour la sûreté nécessaires au repli et au maintien dans un état sûr du réacteur en situation de perte des alimentations électriques externes (situation appelée « manque de tension externe » ou MDTE) ou en situation de perte totale de la source froide (situation « H1 ») ;
- les matériels extérieurs importants pour la sûreté et classés, pour d'autres situations que la gestion d'un MDTE ou d'une situation « H1 » ;
- les cibles potentielles situées à l'intérieur des bâtiments ;
- le risque de défaillance des ventilateurs générée par une survitesse induite par des grands vents.

Dans le cadre de l'atteinte de la cible décamillénale définie par l'association WENRA (voir paragraphe 5.2.1), EDF a retenu des niveaux de « grands vents WENRA » en ajoutant une marge de 20 km/h aux vitesses de vent instantanées de période de retour 200 ans, issues d'une étude du Centre scientifique et technique du bâtiment. Selon les sites, cette valeur est supérieure ou inférieure à la valeur de référence utilisée pour les études de dimensionnement.

Les études menées par EDF avec des niveaux de « grands vents WENRA » ont permis d'identifier des besoins de renforcement des structures métalliques :

- des salles des machines de la centrale nucléaire de Paluel ;
- des salles des machines et des stations de pompage des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Flamanville.

EDF a toutefois précisé que la conception des modifications correspondantes n'est pas finalisée, et qu'il est encore possible que des études complémentaires plus poussées ne concluent pas au besoin de modifications.

Pour les effets indirects du vent, EDF considère que la démarche actuelle d'étude des projectiles générés par les vents violents, qui prend en compte des projectiles générés par les vitesses de vent définies dans son référentiel, intègre un nombre important de conservatismes. Ainsi, EDF considère la cible décamillénale atteinte et n'a pas mené d'étude spécifique au titre des préconisations de l'association WENRA.

5.2.8.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen

L'ASNR considère que la méthodologie pour définir les vitesses des vents violents pour la vérification du dimensionnement des réacteurs de 1300 MWe, la nature et les caractéristiques des projectiles induits retenus, ainsi que la justification du bon comportement des ventilateurs en situation de grands vents sont satisfaisants.

En pratique, la démarche adoptée par EDF est une démarche alternative à celle proposée par les normes européennes de dimensionnement et de justification des structures de bâtiment et de génie civil (Eurocode). EDF a comparé les valeurs de vent de conception des bâtiments avec les valeurs de « grand vent WENRA » afin de cibler la réalisation d'études complémentaires. Ces études ont permis d'identifier des besoins de renforcements. L'ASN a demandé [49] à EDF de l'informer, en fournissant les compléments d'études correspondants, si des besoins de modifications identifiés étaient finalement écartés.

En l'état des connaissances, pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, l'ASNR considère acceptable la démarche adoptée par EDF ainsi que les conclusions issues de l'application de cette démarche.

Toutefois, l'ASNR souligne qu'un groupe de travail sur la thématique « neige et vent » réunissant l'ASN, l'IRSN, les exploitants d'INB et des experts du domaine a mené des travaux pour mieux appréhender les incertitudes liées à l'évaluation des vitesses de vent associées à une période de retour décamillénale et définir une vitesse de vent avec une marge permettant de couvrir ces incertitudes. Ces travaux ont fait l'objet d'un rapport [50]. L'ASNR considère que les conclusions de ce groupe de travail devront être utilisées lors de la prochaine réévaluation de ces aléas.

5.2.9 Risques associés aux tornades

Le phénomène de tornade correspond à un phénomène météorologique très peu fréquent, de durée et d'étendue limitées, dont les effets de pression dynamique dus aux vents violents, de dépression au centre du vortex, ainsi que des projectiles générés sont susceptibles d'affecter les bâtiments ou les matériels situés à l'extérieur.

L'ASN a défini le niveau d'aléa à prendre en compte pour l'agression tornade en mai 2021 [51]. Celui-ci est le même pour tous les exploitants d'installations nucléaires. Ainsi, les niveaux retenus doivent correspondre à une tornade de référence de niveau EF2 sur l'échelle de Fujita améliorée[37] pour l'ensemble des sites. Par

[37] L'échelle de Fujita améliorée classe de manière empirique les niveaux de tornade (en termes de gammes de vitesse de vent) en fonction des dégâts observés. Cette échelle est fondée sur l'observation des tornades aux États-Unis. Elle comprend six niveaux de dommages correspondant aux plages de vitesses maximales de vent suivantes : EF0 [29-38 m/s], EF1 [39-49 m/s], EF2 [50-61 m/s], EF3 [62-74 m/s], EF4 [75-88 m/s], EF5 [>88 m/s].

ailleurs, la tornade de niveau extrême (ou tornade « noyau dur ») à prendre en compte afin de répondre aux prescriptions de l'ASN adoptées après l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi doit être de niveau EF3 ou EF4 selon les sites considérés (pour les centrales nucléaires de 1300 MWe : EF4 pour les sites de Penly et Paluel, EF3 pour les autres sites).

5.2.9.1 Objectifs spécifiques du réexamen

Les réacteurs n'ont pas été protégés contre les tornades lors du dimensionnement des installations. Pour les réacteurs de 1300 MWe, la tornade de référence a été prise en compte lors de leur troisième réexamen périodique. Pour répondre aux demandes de l'ASN lors des orientations du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe [7], EDF doit également définir un aléa « WENRA 2014 » (voir paragraphe 5.2.1).

Par ailleurs, une tornade de niveau extrême (ou « tornade noyau dur ») doit être définie afin de répondre aux prescriptions de l'ASN adoptées après l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi [6] et la résistance du « noyau dur » à cette tornade doit être démontrée dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe.

5.2.9.2 Synthèse des études réalisées et des modifications prévues par EDF

Pour la tornade de référence, EDF mentionne que le référentiel appliqué lors du troisième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe ne nécessite pas d'évolution pour le quatrième réexamen périodique, le niveau de tornade de référence alors retenu étant conforme au courrier de l'ASN [51], et à la cible décamillénale définie par l'association WENRA (voir paragraphe 5.2.1).

Pour le quatrième réexamen périodique de chaque réacteur de 1300 MWe, EDF prévoit une mise à jour de son référentiel de sûreté pour intégrer un aléa tornade de niveau extrême EF3 ou EF4 selon les sites considérés (EF4 pour les sites de Penly et Paluel, EF3 pour les autres sites). Cette évolution devrait entraîner des modifications (protections ou renforcements) pour certaines cibles à protéger qui seront déployées lors de la phase B du déploiement des modifications.

5.2.9.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen

L'ASNR considère que les intensités retenues par EDF, ainsi que les caractéristiques des projectibles et leur vitesse permettent de répondre aux préconisations de l'association WENRA.

L'ASNR considère que les niveaux de tornade extrêmes retenus par EDF pour le « noyau dur » sont pertinents. Les études de tenue des SSC du « noyau dur » à ce niveau d'aléa sont encore en cours de réalisation par EDF et certaines d'entre elles devraient mener à des renforcements. L'ASNR sera vigilante au bon déploiement de ces modifications, qui doivent permettre d'améliorer la robustesse des installations.

5.2.10 Risques associés aux incendies d'origine interne aux installations

Un incendie peut endommager des éléments essentiels au maintien de la sûreté des réacteurs. Des dispositions doivent donc être mises en œuvre pour protéger les parties sensibles des installations contre l'incendie.

5.2.10.1 Objectifs spécifiques du réexamen

À l'occasion du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, l'ASN a demandé [7] à EDF de revoir en profondeur sa démonstration de maîtrise des risques liés à l'incendie, afin de prendre en compte les nombreuses demandes qu'elle a formulées sur le sujet, notamment lors du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe. Ainsi, il a été demandé à EDF de réévaluer le dimensionnement de la sectorisation incendie, les effets des fumées, les effets sur la sectorisation liés à l'augmentation de pression due à un incendie et la ré-inflammation des gaz imbrûlés. Ces demandes incluaient également la prise en compte des

matières combustibles transitoires dans les études des risques liés à l'incendie, la prise en compte d'un aggravant, l'analyse de la sensibilité aux délais retenus pour la première intervention des opérateurs, ainsi que l'identification des éléments de sectorisation et des systèmes d'aspersion dont la perte conduirait à une augmentation importante du risque de fusion du cœur.

Par ailleurs, à l'issue des évaluations complémentaires de sûreté réalisées à la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, l'ASN a adopté en 2012, la prescription [ECS-12] [5] qui demande notamment :

- d'évaluer la tenue au séisme majoré de sécurité des structures et matériels contribuant à la sûreté nucléaire de la sectorisation incendie, de la détection d'incendie et des systèmes d'extinction fixes, soumis initialement à un requis de tenue au demi-séisme de dimensionnement[38] ;
- pour les éléments dont la tenue au séisme majoré de sécurité ne pourrait être justifiée, de présenter un programme de modifications pour garantir la protection des fonctions de sûreté contre l'incendie en cas de séisme majoré de sécurité.

5.2.10.2 Synthèse des études réalisées et des modifications prévues par EDF

Pour répondre aux demandes de l'ASN, EDF a transmis des études portant sur :

- la justification de la résistance des éléments assurant la sectorisation incendie ;
- la prise en compte des effets induits par les fumées sur le fonctionnement des équipements ;
- la prise en compte de l'impact des effets de pression survenant lors d'un incendie sur la sectorisation incendie ;
- l'évaluation du risque de propagation d'un incendie à cause de la ré-inflammation des gaz imbrûlés ;
- l'application de la prescription [ECS-12] des décisions [5] de l'ASN ;
- l'évaluation des conséquences de la prise en compte du délai avant la première intervention des opérateurs retenu pour le réacteur EPR de Flamanville ;
- l'application d'un aggravant dans les études ;
- la prise en compte de la charge calorifique liée à l'hydrogène présent dans des circuits et apportée par la combustion de l'hydrogène en situation d'incendie déjà déclaré ;
- les risques de pertes du système PTR et de tous les moyens d'appoint en eau de la piscine d'entreposage du combustible à la suite d'un incendie ;
- l'identification des éléments de sectorisation et des systèmes d'aspersion dont la défaillance conduirait à une augmentation significative du risque de fusion du cœur.

Par ailleurs, EDF a apporté un éclairage probabiliste sur les risques, en cas d'incendie, de fusion du cœur ou de découvrement des assemblages combustibles entreposés en piscine, ainsi que de rejets.

5.2.10.2.1 Résistance au feu des éléments de la sectorisation incendie

EDF a développé lors du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe une méthode de justification de la sectorisation incendie, qui comporte deux étapes :

- une première étape de sélection des locaux, fondée sur le degré coupe-feu de l'élément de sectorisation. La sectorisation des locaux non retenus à l'issue de cette sélection est considérée robuste vis-à-vis de l'incendie ;

[38] Il s'agit de la moitié du séisme dit de dimensionnement. Les installations ont été conçues en retenant pour les matériels de l'îlot nucléaire un séisme de dimensionnement (dit « SDD ») applicable à l'ensemble des réacteurs d'un même type. Lors de la construction des centrales, le SDD était supérieur au SMS de chacun des sites.

- une deuxième étape d'analyse des locaux, pour laquelle le caractère suffisant de la résistance au feu d'un élément de sectorisation est vérifiée en comparant sa température de défaillance à la température atteinte dans le local en cas d'incendie. Le cas échéant, une analyse des conséquences potentielles d'une rupture de sectorisation est réalisée.

Cette méthode a fait l'objet d'évolutions afin de prendre en compte les enseignements des instructions du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe. Les études d'application réalisées pour les réacteurs de 1300 MWe montrent que les éléments de sectorisation sont dans l'ensemble correctement dimensionnés. Le cas échéant, pour certains locaux, principalement situés dans le bâtiment électrique, EDF prévoit l'ajout ou l'automatisation de rampes d'aspersion ou bien l'enrubannage de chemins de câbles. EDF prévoit aussi des remplacements de portes ou des travaux sur les trémies ou sur les siphons de sol dans la station de pompage et les galeries associées.

5.2.10.2.2 Impact des effets de pression sur les éléments de la sectorisation

Dans le cadre du troisième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, EDF a élaboré une méthodologie d'identification des volumes de feu dans lesquels un incendie est susceptible de provoquer des variations de pression de nature à provoquer une défaillance des éléments de la sectorisation incendie. À la suite de l'instruction de cette méthode, EDF a apporté des évolutions et l'a utilisée dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe ainsi que dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe.

Ces études ont mis en évidence la nécessité de réaliser des modifications visant à automatiser l'aspersion sur détection d'un incendie dans des locaux du bâtiment électrique.

5.2.10.2.3 Impact des fumées sur le fonctionnement des équipements

Les suies contenues dans les fumées d'incendie sont susceptibles d'abaisser les températures limites de fonctionnement des éléments importants pour la sûreté. Un équipement exposé, en cas d'incendie, à des températures excédant ces limites doit être considéré comme défaillant. EDF s'appuie sur des essais visant à mieux caractériser les effets des fumées sur le fonctionnement des équipements électriques, électromécaniques et électroniques nécessaires en cas d'incendie.

EDF a fait évoluer les critères de dysfonctionnements retenus par rapport aux études réalisées dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, pour prendre en compte les demandes de l'ASN. Ainsi, pour les matériels électriques et électromécaniques, les distances d'effet forfaitaires ne sont plus retenues et des critères de défaillances liés à la température atteinte dans le local sont désormais utilisés.

La réalisation de ces études par EDF sur les effets des fumées d'incendie conduit à l'identification d'un unique cas pour lequel les fumées pourraient agresser un matériel sensible. Pour ce cas, EDF prévoit de procéder à l'enrubannage de chemins de câbles.

5.2.10.2.4 Évaluation du risque de propagation d'un incendie à cause de la ré-inflammation de gaz imbrûlés

EDF a réalisé des études afin d'identifier les situations possibles de propagation d'un incendie résultant de la ré-inflammation d'imbrûlés qui se seraient déplacés hors d'un volume de feu ou vers un autre volume de feu par des gaines de ventilation non-munies de clapets coupe-feu. La méthodologie mise en œuvre par EDF consiste dans un premier temps à identifier les situations de passage de gaines de ventilation sans clapet entre deux volumes de feu, puis d'identifier celles à risque du point de vue de la ré-inflammation de gaz imbrûlés.

Ces études ont conduit EDF à identifier plusieurs situations pour lesquelles le risque de propagation n'a pu être écarté, notamment dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires et dans le bâtiment du combustible. EDF envisage ainsi de réaliser des modifications des installations afin de réduire ce risque.

5.2.10.2.5 Application de la prescription [ECS-12] de l'ASN

EDF a élaboré, en 2012, une méthode visant à évaluer la tenue au séisme majoré de sécurité (SMS) des structures et matériels contribuant à la sûreté nucléaire de la sectorisation incendie, de la détection d'incendie et des systèmes d'extinction fixes, initialement soumis à un requis de tenue au demi-séisme de dimensionnement.

L'application de cette méthode aux réacteurs de 1300 MWe a permis à EDF d'identifier des besoins de modifications qui seront réalisées au cours des visites décennales des réacteurs (à l'exception des réacteurs n° 1 à n° 3 de la centrale nucléaire de Paluel et des réacteurs n° 1 des centrales nucléaires de Cattenom et de Saint-Alban pour lesquels elles seront réalisées au plus tard en 2030) afin de s'assurer de la tenue au SMS des dispositifs de protection contre l'incendie susmentionnés.

5.2.10.2.6 Sensibilité aux délais avant la première intervention des opérateurs

EDF a étudié les actions à réaliser en cas d'incendie par les opérateurs, en salle de commande et en local. EDF n'a pas identifié d'effet falaise (à savoir, d'évolution notable des conséquences d'un incendie) en cas de prise en compte du délai avant la première intervention des opérateurs retenu pour le réacteur EPR de Flamanville, c'est-à-dire un délai de 30 minutes pour les actions à réaliser en salle de commande et une heure pour celles à réaliser sur le terrain.

5.2.10.2.7 Application d'un aggravant dans les études relatives à l'incendie

EDF a appliqué sa démarche de prise en compte de l'aggravant le plus pénalisant, présentée au paragraphe 5.2.1.2 du présent rapport, dans ses études visant à évaluer les risques liés à l'incendie.

EDF a ainsi appliqué la règle de l'aggravant aux matériels actifs (EDA) suivants de la manière suivante :

- pour les systèmes d'aspersion dits « actifs », EDF a analysé l'impact de la défaillance de l'asservissement de la vanne d'alimentation en eau du circuit de sprinklage, et a conclu que la prise en compte d'un aggravant sur les systèmes fixes d'aspersion ne remettait pas en cause le repli et le maintien en état sûr du réacteur ;
- pour les portes coupe-feu asservies à la détection incendie et les clapets coupe-feu, EDF a postulé la défaillance de la porte ou du clapet et a analysé les scénarios de propagation qui seraient rendus possibles pour évaluer les conséquences fonctionnelles de l'incendie en résultant. À l'issue de ces analyses, EDF a identifié trois clapets coupe-feu sur le palier P4 et un clapet et une porte coupe-feu sur le palier P'4 qui nécessitent la réalisation de modifications afin de prévenir la perte de matériels par mode commun ;
- pour le système de production d'eau incendie, EDF a appliqué l'aggravant sur les moteurs, clapets ou capteurs. Ces études ont montré qu'un tel aggravant ne remettait pas en cause la capacité du système à assurer l'alimentation en eau de l'îlot nucléaire avec un débit et une pression suffisants, qui seront vérifiés lors d'essais périodiques ajustés dans le cadre du réexamen.

Par ailleurs EDF a appliqué la démarche complémentaire à l'aggravant en identifiant parmi les matériels suivants, des matériels « à forts enjeux de sûreté » :

- les éléments passifs de sectorisation tels que les portes fermées, les trémies ou encore les siphons de sol. Pour cela, EDF a adopté une démarche différente de celles adoptée lors du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe. Elle consiste à identifier en premier lieu les portes coupe-feu non-asservies dont la défaillance pourrait générer une propagation d'un incendie

entre deux volumes de feu qui induirait un mode commun. Sur la base des portes ainsi identifiées « à forts enjeux de sûreté », EDF détermine les couples de volumes de feu mis en contact, puis, pour chaque couple de locaux appartenant à ces couples de volumes de feu, EDF considère les éléments de sectorisation passifs des parois limitrophes comme « à forts enjeux de sûreté » ;

- les systèmes d'aspersion, les systèmes identifiés comme « à forts enjeux de sûreté » étant ceux jugés nécessaires pour garantir la tenue des éléments de sectorisation « à forts enjeux de sûreté » ou celle des éléments de sectorisation des volumes de feu « à forts enjeux de sûreté » identifiés sur la base des études probabilistes (voir paragraphe 5.2.10.2.10) ou éviter certains modes communs.

Les dispositions de conception et d'exploitation des équipements ainsi identifiés, dits « à forts enjeux de sûreté », font l'objet d'une analyse par EDF et sont renforcées si nécessaire, dans le but *in fine* d'accroître leur fiabilité (voir paragraphe 5.2.1.2). Par exemple, EDF envisage que, dans les locaux abritant les éléments de sectorisation « à forts enjeux de sûreté », l'entreposage de matières combustibles soit interdit.

5.2.10.2.8 Prise en compte de la charge calorifique liée à l'hydrogène

Dans la continuité du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, EDF a étudié le risque lié à la charge calorifique liée à l'hydrogène, qui correspond au risque lié à la combustion de l'hydrogène des circuits hydrogénés présents dans le périmètre de l'incendie. L'objectif de ces études est de s'assurer que la prise en compte des spécificités de ce combustible ne remet pas en cause les conclusions des études incendie des locaux concernés.

À la suite de ces études, EDF a identifié le besoin de réaliser des modifications dans plusieurs locaux, consistant notamment à de l'enrubannage de chemin de câbles afin de réduire le risque d'agression des circuits hydrogénés.

5.2.10.2.9 Prise en compte des matières combustibles transitoires

Le volume de matière combustible pris en compte dans le référentiel actuel d'EDF pour les scénarios d'incendie dans un local ne prend en compte que les volumes associés à des stockages pérennes dans ce local. En revanche, les matières combustibles transitoires, susceptibles d'être présentes de manière ponctuelle dans les locaux, ne sont pas prises en compte.

À la suite de la demande de l'ASN [7], EDF a développé une méthode qui consiste à évaluer dans les diverses études incendie (sectorisation, effet de pression, effets des fumées, etc.) les marges existantes afin d'identifier la possibilité d'entreposer des matières combustibles supplémentaires dans les locaux sans remettre en cause les conclusions des études. Cette méthode doit désormais être déclinée, local par local. Des dispositions techniques et organisationnelles seront ensuite déployées pour que les entreposages temporaires ne soient autorisés que dans les limites ainsi identifiées.

L'intégration de ces dispositions sur site est prévue lors de la phase B du déploiement des modifications associées au réexamen.

5.2.10.2.10 Éclairage probabiliste

EDF a évalué le risque de fusion du cœur, ou de découvrement des assemblages combustibles entreposés en piscine, en cas d'incendie. Ces évaluations probabilistes sont présentées de façon générale au paragraphe 5.7. Les valeurs obtenues pour le risque de fusion du cœur sont différentes entre les réacteurs de type P4 et ceux de type P'4, mais sont dans les deux cas de quelques 10^{-6} par réacteur et par an. Le risque de découvrement des assemblages combustibles en piscine a été évalué à quelques 10^{-9} par réacteur et par an pour les réacteurs de type P'4 ; vu le peu de différences notables sur le système de refroidissement de la

piscine d'entreposage du combustible avec les réacteurs de type P4, le risque est considéré du même ordre de grandeur pour ces réacteurs.

EDF a intégré dans ses études certaines modifications associées au quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe permettant de réduire la probabilité d'occurrence des principales séquences pouvant mener à ces situations.

De plus, ces études, complétées de considérations déterministes, ont permis à EDF de conforter la liste des locaux les plus sensibles en cas d'incendie (à savoir les locaux dans lesquels la perte de l'ensemble des équipements conduirait à une augmentation significative du risque de fusion du cœur) qui avaient été identifiés lors du troisième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe. Vis-à-vis de ces locaux, EDF avait mis en œuvre en 2019, sur l'ensemble de ses réacteurs, des dispositions d'exploitation visant à améliorer la maîtrise des risques liés à l'incendie et à améliorer le suivi des dispositions de protection (clapets coupe-feu, portes coupe-feu, etc.) afin d'éviter la propagation d'un incendie vers ces locaux.

Par ailleurs, EDF a évalué la fréquence des situations de rejet important de radioéléments dans l'environnement, à la suite d'un incendie conduisant à un accident avec fusion du cœur, qui sont présentées au paragraphe 5.7.2.

5.2.10.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen

L'ASNR considère que les modifications prévues par EDF permettront d'améliorer significativement la sûreté des installations vis-à-vis du risque d'incendie.

Ces modifications consistent notamment à enrubanner des chemins de câbles, à remplacer des portes, à modifier des trémies et des siphons de sol et à renforcer, modifier ou ajouter des systèmes d'aspersion. Afin d'encadrer la mise en œuvre de ces modifications particulièrement importantes pour la sûreté des installations, **celles-ci font l'objet de la prescription [RP4-1300-AGR-B] de la décision de l'ASNR [20].**

5.2.10.3.1 Résistance au feu des éléments de la sectorisation incendie

Les principes de la méthodologie retenue par EDF pour justifier le dimensionnement des équipements participant à la sectorisation ont été complétés afin de répondre à la demande de l'ASN formulée lors des orientations du réexamen [7]. Ils sont jugés satisfaisants par l'ASNR. Pour les locaux comportant des armoires électriques, EDF modélise un départ de feu sur une seule armoire dont la porte est considérée fermée, ce que l'ASNR juge acceptable. En effet, le retour d'expérience montre que ces portes sont généralement bien maintenues fermées. Par ailleurs, les évaluations probabilistes de sûreté considèrent des scénarios de feux d'armoires avec des portes fermées et avec des portes ouvertes, ainsi qu'une possible propagation entre armoires adjacentes.

La réalisation des modifications dont les besoins ont été identifiés dans ces études contribuera à l'amélioration de la sûreté des réacteurs de 1300 MWe.

5.2.10.3.2 Impact des effets de pression sur les éléments de la sectorisation

Pour ce qui est de la prise en compte des effets de la pression sur les éléments de la sectorisation, les principes de la méthodologie d'EDF et son application sont jugés satisfaisants par l'ASNR.

5.2.10.3.3 Impact des fumées sur le fonctionnement des équipements

En ce qui concerne la prise en compte de l'impact des fumées sur le fonctionnement des équipements, les principes de la méthode d'EDF et les évolutions apportées sur les critères de dysfonctionnement retenus sont jugés satisfaisants par l'ASNR.

5.2.10.3.4 *Évaluation du risque de propagation d'un incendie à cause de la ré-inflammation de gaz imbrûlés*

L'ASNR considère que la prise en compte du risque de propagation d'un incendie due à la ré-inflammation de gaz imbrûlés déplacés par les gaines de ventilation non munies de clapets coupe-feu contribue à l'amélioration de la sûreté des installations. Les études effectuées par EDF répondent à la demande de l'ASN [7].

5.2.10.3.5 *Application de la prescription [ECS-12] de l'ASN*

L'ASNR considère que la démarche d'EDF de vérification de la tenue au séisme majoré de sécurité des éléments de la sectorisation incendie, de la détection d'incendie et des systèmes d'extinction fixes permettra d'améliorer notablement la robustesse des structures et matériels contribuant à la sûreté nucléaire. Les modifications associées constituent des améliorations de sûreté notables.

Toutefois l'ASNR relève qu'EDF n'intègre pas dans la démonstration de sûreté d'exigence de tenue au séisme majoré de sécurité pour ces matériels, ce qui n'est pas satisfaisant. **Ce point fait l'objet de la demande nº 8 de l'ASNR [22].**

5.2.10.3.6 *Sensibilité aux délais avant la première intervention des opérateurs*

L'ASNR note qu'EDF a réalisé une étude permettant d'évaluer l'impact de la prise en compte d'un délai plus long pour la première intervention des opérateurs à réaliser en salle de commande ou en local à la suite d'un incendie et n'a pas identifié d'effet falaise. Cela répond à la demande de l'ASN.

5.2.10.3.7 *Application d'un aggravant dans les études relatives à l'incendie*

L'ASNR considère que l'application par EDF d'un aggravant aux études relatives à l'incendie permet d'améliorer notablement la sûreté des installations.

EDF a mis en œuvre une démarche complémentaire à l'aggravant qui a permis d'identifier des matériels dits « à forts enjeux de sûreté » et valorisés en cas d'incendie. Ces matériels feront l'objet de mesures spécifiques.

5.2.10.3.8 *Prise en compte de la charge calorifique liée à l'hydrogène*

En ce qui concerne le risque lié à la charge calorifique liée à l'hydrogène, l'ASNR juge satisfaisants les principes de la méthodologie d'EDF ainsi que les études les déclinant.

5.2.10.3.9 *Prise en compte des matières combustibles transitoires*

L'ASNR considère que la nouvelle méthode développée par EDF pour s'assurer que les entreposages temporaires de matières combustibles ne remettent pas en cause les études des risques liés à l'incendie constitue une avancée pour une meilleure gestion, à terme, des matières combustibles présentes sur site. Elle doit désormais être déclinée afin de définir les limites acceptables en termes de matières combustibles transitoires et les dispositions associées. Afin d'encadrer le déploiement sur les sites des conclusions qui découleront de l'application de cette méthode, **ce point fait l'objet de la prescription [RP4-1300-AGR-B] de la décision de l'ASNR [20].**

5.2.10.3.10 *Éclairage probabiliste*

À l'occasion du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, EDF a réalisé des études probabilistes de sûreté permettant d'évaluer le risque de fusion du cœur, ou de découvrement des assemblages combustibles entreposés en piscine, faisant suite à un incendie. EDF a également évalué la fréquence des situations de rejet important de radioéléments dans l'environnement, à la suite d'un incendie conduisant à un accident avec fusion du cœur.

Ces EPS de niveau 1 et de niveau 2 ont permis d'identifier des besoins de modifications ou de confirmer des besoins que les études déterministes avaient identifiés.

Toutefois, l'ASNR rappelle la demande faite par l'ASN [45] de prendre en compte les fiches d'action incendie opérateur (FAI-Op) dans les EPS relatives au risque d'incendie afin qu'elles soient plus représentatives des actions mises en œuvre par les opérateurs en cas d'incendie. Des réflexions sont en cours au sein d'EDF sur le sujet. L'ASNR considère que les FAI-Op devront être prises en compte lors de la réalisation des prochaines EPS relatives au risque d'incendie, et ce dès le troisième réexamen périodique des réacteurs de 1450 MWe.

5.2.11 Risques associés aux explosions d'origine interne aux installations

5.2.11.1 Objectifs spécifiques du réexamen

À l'occasion du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, l'ASN a demandé à EDF [7] de faire évoluer sa démonstration de sûreté relative aux risques associés aux explosions d'origine interne, notamment en ce qui concerne la structuration de la démarche de défense en profondeur selon une approche proportionnée aux enjeux. Par ailleurs, l'ASN a rappelé à EDF [7] les conclusions des instructions menées au cours du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, et a notamment demandé à EDF de réévaluer à l'occasion du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe :

- la prise en compte des scénarios pouvant conduire à une explosion interne à l'intérieur des circuits contenant des gaz hydrogénés ;
- la démarche mise en œuvre en cas de mise en évidence d'un risque de mode commun en cas d'explosion ;
- l'identification des cibles à protéger d'une explosion ainsi que la justification de la capacité à atteindre durablement un état sûr du réacteur en cas d'explosion affectant des équipements, non redondants, nécessaires au repli et maintien en état sûr du réacteur ;
- l'identification des dispositions de maîtrise du risque d'explosion dont la défaillance conduirait à une augmentation importante du risque de fusion du cœur ;
- l'évaluation des conséquences d'une explosion liée à un dégagement anormal de dihydrogène en considérant qu'une fuite peut survenir en dehors des singularités à caractère démontable des circuits contenant des gaz hydrogénés.

5.2.11.2 Synthèse des études réalisées et des modifications prévues par EDF

Pour répondre aux demandes de l'ASN, EDF a réévalué les risques liés à l'explosion d'origine interne et pris en compte un aggravant dans ses études.

Par ailleurs, EDF a apporté un éclairage probabiliste sur les risques, en cas d'explosion, de fusion du cœur ou de découvrement des assemblages combustibles entreposés en piscine.

5.2.11.2.1 Risques d'explosion d'origine interne dans les locaux de l'îlot nucléaire

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).

EDF a vérifié qu'une explosion survenant dans les locaux présentant un risque de formation d'atmosphère explosible ne remet pas en cause la réalisation d'une fonction de sûreté en raison de la perte des équipements situés dans la zone de dommage.

S'agissant des cibles de sûreté à protéger d'une explosion, en réponse à la demande de l'ASN [7], EDF a précisé au cours de l'instruction qu'il s'agissait en première approche des équipements soumis au critère de défaillance unique (CDU)[39] et aux équipements support à ces derniers.

Risque d'explosion lié aux circuits contenant des gaz hydrogénés

Un local traversé par des circuits contenant des gaz dont la concentration en dihydrogène est supérieure à la limite inférieure d'explosivité (LIE) de ce gaz présente un risque potentiel d'explosion. En effet, des fuites de dihydrogène peuvent se produire au niveau, ou en dehors, des singularités à caractère démontable de ces circuits. Ces circuits sont également susceptibles d'être agressés par un séisme, un choc, une rupture de tuyauterie à haute énergie (RTHE)[40] ou un incendie.

Par ailleurs, il existe un risque de transfert d'une atmosphère explosible depuis le local dans lequel se produit le dégagement de dihydrogène vers d'autres locaux, en raison des inétanchéités des parois et des gaines de ventilation.

EDF a identifié des locaux du bâtiment des auxiliaires nucléaires et du bâtiment d'exploitation dans lesquels une explosion, à la suite d'une fuite sur une singularité, présente un risque pour la sûreté des installations. Pour la plupart de ces locaux, EDF prévoit de mettre en œuvre des modifications matérielles pour supprimer ou limiter le risque de fuite au niveau de ces singularités (notamment des protections contre le démontage erroné). Toutefois, EDF ne prévoit pas de mettre en place de dispositions particulières pour certaines singularités identifiées sur la base de ces études déterministes. Il s'agit de scénarios pour lesquels, selon EDF, les évaluations probabilistes ont montré que le risque est maîtrisé de par la conception et l'exploitation des installations.

Concernant le bâtiment du réacteur, EDF a étudié le risque d'explosion lié aux circuits reliés à la phase vapeur du pressuriseur ou reliés au système de décharge du pressuriseur et au réservoir des effluents primaires, et a conclu à un risque jugé acceptable, du fait notamment d'une concentration en hydrogène dans les circuits en deçà de la limite inférieure d'explosivité.

Par ailleurs, EDF a identifié les situations pouvant conduire à la formation d'une atmosphère explosible à l'intérieur des circuits hydrogénés et susceptibles de conduire à des défaillances de cause commune d'équipements assurant de manière redondante une même fonction de sûreté. Parmi ces situations, EDF a examiné les situations de fréquence d'occurrence supérieure à 10^{-6} par an et par réacteur et pouvant conduire à la fusion du cœur et a conclu que la fréquence d'occurrence de chacun des scénarios est suffisamment faible de par la présence de dispositions de prévention ou de protection existantes. Ainsi, EDF n'a pas identifié de besoin de modification.

EDF a analysé les conséquences de fuites d'hydrogène hors singularité, c'est-à-dire en portions courantes de tuyauteries pour l'îlot nucléaire :

- pour les locaux du bâtiment du réacteur, EDF a étudié le risque de fuite sur les circuits qui ne sont pas dimensionnés au séisme (y compris au séisme-événement) ou qui ne sont pas protégés des effets de fouettement d'une RTHE. Les scénarios étudiés aboutissent à des explosions localisées. Ces études relèvent de la démonstration de sûreté ;
- pour les locaux du bâtiment des auxiliaires nucléaires et du bâtiment d'exploitation, ces études sont réalisées au titre de la robustesse et non de la démonstration de sûreté, du fait de la faible probabilité d'occurrence du phénomène et de la protection des tuyauteries contre les ruptures de tuyauterie à haute énergie et le séisme. La méthode appliquée consiste à définir des zones d'effets

[39] Critère pris en compte dans la conception de certains systèmes de sûreté, impliquant que ceux-ci soient capables de remplir leurs fonctions, même si une défaillance unique affecte l'un de ses équipements.

[40] Les tuyauteries à haute énergie (THE) sont les tuyauteries véhiculant les fluides ayant une pression supérieure ou égale à 20 bar ou une température supérieure ou égale à 100 °C.

de l'explosion par règle d'ingénierie et à analyser l'impact fonctionnel des éventuelles pertes de matériels induites par l'explosion, tout en considérant le potentiel de danger du terme source associé à la tuyauterie hydrogénée fuyarde. Pour les locaux jugés « sensibles » au vu des conséquences fonctionnelles, EDF implémentera des modifications lors de la phase B du déploiement des modifications associées au réexamen.

Risque dans les locaux des batteries

Les batteries produisent du dihydrogène lors de leur phase de charge. Pour la majorité des locaux, une ventilation secourue électriquement, dont le fonctionnement est surveillé, permet d'éviter la formation d'une atmosphère explosible en limitant l'accumulation de gaz hydrogénés. EDF s'est engagée à renforcer la tenue sismique de la ventilation de ces locaux et à secourir électriquement les ventilations qui ne l'étaient pas.

EDF a identifié des locaux de batteries dans lesquels, en cas de perte de la ventilation, des accumulations d'hydrogène pourraient se produire. Pour ces locaux, EDF prévoit principalement de valoriser la ventilation des locaux adjacents. Pour prévenir les modes communs entre les ventilations, EDF met en place des dispositions matérielles (contacteurs à accrochages), permettant de fiabiliser l'alimentation électrique des ventilateurs. En dernier recours, EDF prévoit de couper manuellement la charge des batteries afin d'arrêter l'émission d'hydrogène.

Risque dans le bâtiment de la piscine d'entreposage du combustible

EDF a réalisé un état des lieux en ce qui concerne la protection contre l'explosion d'origine interne des systèmes permettant l'évacuation de la puissance résiduelle et le maintien de l'inventaire en eau des piscines d'entreposage du combustible.

EDF considère qu'il n'y a pas de risque d'explosion dans le bâtiment du combustible puisqu'aucun circuit véhiculant du gaz inflammable n'y est présent.

EDF a réalisé des études de modélisation des effets d'une explosion sur les bâtiments et structures de génie civil adjacents au bâtiment du combustible, qui ont conclu à l'absence d'endommagement du génie civil de ce bâtiment.

5.2.11.2.2 Risque d'explosion en dehors des locaux de l'îlot nucléaire

En dehors de l'îlot nucléaire, les principaux risques d'explosion concernent la salle des machines, les parcs à gaz, les galeries techniques et réseaux véhiculant du dihydrogène, situés en façade des bâtiments, ainsi que, pour les sites en bord de mer, le local d'électrochloration des stations de pompage[41].

Risque d'explosion lié à la salle des machines, dans les galeries techniques et dans les caniveaux

L'alternateur situé dans la salle des machines est refroidi par du dihydrogène. EDF a évalué les conséquences d'une explosion survenant à la suite d'une vidange totale du dihydrogène contenu dans cet équipement. Ces études concluent qu'une explosion du jet de dihydrogène n'est pas de nature à produire un niveau de surpression remettant en question la stabilité de la salle des machines. Par ailleurs, EDF estime qu'un scénario d'explosion d'une nappe de dihydrogène n'est pas de nature à remettre en cause le repli et le maintien dans un état sûr du réacteur.

EDF a également évalué les conséquences pour la sûreté d'une explosion survenant dans les galeries techniques et les caniveaux dans lesquels circulent des tuyauteries véhiculant du dihydrogène. EDF conclut

[41] L'électrochloration est un procédé d'électrolyse permettant de désinfecter l'eau de circulation (eau de mer) avant son passage dans les échangeurs RRI/SEC. Ce procédé permet d'éviter la prolifération de la flore et de la faune marines dans les circuits véhiculant de l'eau de mer. Ce procédé produit du dihydrogène.

que le risque d'explosion lié à ces installations est maîtrisé. De ce fait, elle estime qu'aucune modification n'est nécessaire.

Risque d'explosion lié aux parcs à gaz

EDF a étudié les scénarios pouvant conduire à l'explosion de bouteilles de gaz ou d'un évaporateur d'azote et leurs conséquences potentielles. À la suite de la rénovation des parcs à gaz réalisée sur tous les sites il y a quelques années[42], EDF considère que le risque d'agression des cibles de sûreté par une explosion au niveau des parcs à gaz est maitrisé, et qu'il ne remet pas en cause le repli et le maintien dans un état sûr du réacteur.

Risque d'explosion lié au procédé d'électrochloration

Le procédé d'électrochloration, nécessaire aux stations de pompage des centrales nucléaires situées en bord de mer, entraîne une production de dihydrogène par réaction d'électrolyse. EDF a étudié les différents scénarios d'agression (à savoir un séisme, des projectiles induits par un vent extrême, un impact de foudre et un incendie) susceptibles de porter atteinte à ce procédé et donc de provoquer un dégagement de dihydrogène.

EDF conclut que les effets de surpression et les projectiles émis en cas d'explosion du local abritant ce procédé ne sont pas en mesure d'endommager les équipements nécessaires à la réalisation des fonctions fondamentales de sûreté.

Risque d'explosion consécutif à l'impact de la foudre

Outre le local abritant le procédé d'électrochloration, EDF a vérifié que la salle des machines, le parc à gaz, ainsi que les galeries techniques et caniveaux dans lesquels cheminent des réseaux véhiculant du dihydrogène sont conçus pour faire face à la foudre et que ce phénomène ne peut donc pas être à l'origine d'une explosion.

5.2.11.2.3 Application d'un aggravant dans les études relatives à l'explosion

L'application d'un aggravant sur les dispositions actives de maîtrise des risques liés à l'explosion met en évidence la nécessité de modifications. En effet, EDF conclut que la détection de dihydrogène, qui permet notamment de déclencher des actions de coupure de l'alimentation en dihydrogène ou de l'alimentation électrique des matériels afin d'empêcher l'ignition d'une atmosphère explosible, est à doubler afin d'assurer la réalisation de ces actions.

EDF a également appliqué la démarche complémentaire à l'aggravant (voir paragraphe 5.2.1) pour le risque d'explosion en analysant l'enjeu de sûreté et le retour d'expérience de la défaillance des matériels actifs non soumis à la règle de l'aggravant et de certains matériels passifs. EDF identifie ainsi des matériels à « forts enjeux de sûreté » dont les dispositions d'exploitation et de conception seront réévaluées, principalement parmi les vannes d'isolement, les clapets, les matériels participant à des automatismes de sécurité en cas de détection d'hydrogène, les ventilateurs, les portes, les matériels participant aux performances aérauliques et les cadres anti-fouettement.

5.2.11.2.4 Sensibilité aux délais avant la première intervention des opérateurs

EDF a étudié les actions à réaliser par les opérateurs, en salle de commande et en local, pour protéger l'installation en cas de formation d'une atmosphère explosible : des actions ne sont nécessaires qu'en cas d'accumulation de dihydrogène dans les locaux des batteries. EDF n'a pas identifié d'effet falaise en cas de

[42] Installation qui abrite les stockages de bouteilles de dihydrogène et d'azote nécessaires au fonctionnement de l'installation.

prise en compte du délai avant la première intervention des opérateurs retenu pour le réacteur EPR de Flamanville.

5.2.11.2.5 Éclairage probabiliste

EDF a évalué le risque de fusion du cœur, ou de découvrement des assemblages combustibles entreposés en piscine, en cas d'explosion. Ces évaluations probabilistes sont présentées de façon générale au paragraphe 5.7. Les valeurs obtenues pour le risque de fusion du cœur sont de quelques 10^{-7} par réacteur et par an. Pour les piscines, le risque de découvrement des assemblages est de quelques 10^{-8} pour les réacteurs de type P4 et de l'ordre de 10^{-7} pour les réacteurs de type P'4 par réacteur et par an.

Ces études probabilistes ont permis de confirmer la pertinence des modifications prévues dans le cadre du réexamen, à savoir la mise en place de contacteurs à accrochages pour réduire le risque de formation d'atmosphère explosive dans les locaux des batteries, la coupure manuelle des batteries sur détection d'hydrogène dans les locaux des batteries ou encore l'ajout d'un clapet anti-retour et d'une vanne d'isolement à la sortie des réservoirs de décroissance du système de traitement des effluents gazeux.

5.2.11.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen

Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, EDF a renforcé et structuré sa démonstration de maîtrise des risques liés à l'explosion interne. Des risques non pris en compte auparavant sont désormais analysés dans la démonstration de sûreté. Les modifications identifiées par EDF à l'issue des études portant sur le risque d'explosion dû à la présence de circuits hydrogénés ou dans les locaux des batteries contribueront à l'amélioration de la sûreté.

Concernant les cibles de sûreté à protéger des effets d'une explosion, l'ASNR note qu'EDF étudie les effets sur les équipements soumis au CDU et leurs systèmes support, ce qui ne répond que partiellement à la demande de l'ASN [7]. En effet, certains équipements ou fonctions non soumis au CDU pourraient s'avérer nécessaires pour le repli et le maintien sûr du réacteur, en cas d'explosion. À l'issue de l'instruction, EDF s'est engagée à réaliser une analyse pour évaluer le caractère suffisant du périmètre de cibles retenues, ce qui est satisfaisant. L'ASNR considère qu'EDF doit intégrer cette analyse à la démonstration de sûreté de ses réacteurs. **Ce point fait l'objet de la demande n° 9 de l'ASNR [22].**

Concernant les fuites de dihydrogène pouvant survenir sur les tuyauteries en dehors des singularités à caractère démontable, l'ASN avait demandé à EDF d'intégrer l'étude de leurs conséquences potentielles à la démonstration de sûreté ou d'exclure ces fuites en le justifiant [46]. EDF a choisi de traiter ce scénario au titre des études de robustesse (hors bâtiment du réacteur), c'est-à-dire à titre de vérification et sans les intégrer dans le rapport de sûreté, du fait de la faible probabilité d'occurrence. Ces études de robustesse ont identifié des locaux dits « sensibles » au vu des conséquences fonctionnelles potentielles en cas d'explosion, qui doivent faire l'objet de dispositions particulières. Cependant, les mesures matérielles, intellectuelles ou organisationnelles qui seraient à mettre en place n'ont pas été identifiées par EDF à ce stade. **Ce point fait l'objet de la demande n° 10 de l'ASNR [22].**

Par ailleurs, l'ASNR note la mise en place de protections visant à prévenir le démontage erroné sur certaines singularités démontables, ce qui permet à EDF de ne plus considérer des ruptures franches sur ces singularités, du fait du haut niveau de fiabilité considéré par EDF pour cette ligne de défense. Toutes les singularités ne seront pas équipées de ces protections, seules les singularités sur les lignes reliées au ballon RCV sont concernées, du fait de l'inventaire en hydrogène qui pourrait être relâché en cas de fuite. Ce point est en cours d'analyse.

En outre, l'ASNR considère que l'application par EDF d'un aggravant aux études d'explosion permettra d'améliorer sensiblement la sûreté des installations. En effet, cette démarche a permis d'identifier les dispositions de maîtrise des risques liés à l'explosion les plus sensibles et EDF s'est engagée à les fiabiliser,

notamment au moyen du doublement de la détection hydrogène dès lors que des asservissements sont présents. Pour les matériels actifs pour lesquels la règle de l'aggravant n'est pas appliquée et pour certains matériels passifs, EDF a identifié des matériels « à forts enjeux de sûreté » dont les dispositions de conception et d'exploitation seront renforcées si nécessaire (voir paragraphe 5.2.1) lors de la phase B du déploiement des modifications. L'ASNR relève que l'application de la démarche complémentaire à l'aggravant n'est pas encore totalement réalisée. EDF s'est engagée à la finaliser, ce qui est satisfaisant.

Enfin, à l'occasion du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, EDF a réalisé des études probabilistes de sûreté permettant d'évaluer le risque de fusion du cœur, ou de découvrement des assemblages combustibles entreposés en piscine, faisant suite à une explosion. L'ASNR considère que les EPS ont permis d'identifier des besoins de modifications qui permettront d'améliorer la sûreté des installations.

5.2.12 Risques associés aux inondations d'origine interne 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, etc.) susceptible de se déverser, y compris de la quantité de fluide apportée par les systèmes d'appoint.

Les ruptures de tuyauterie à haute énergie concernent les tuyauteries de diamètre strictement supérieur à 25 millimètres véhiculant dans les conditions normales de fonctionnement de l'installation, un fluide à une température strictement supérieure à 100 °C ou à une pression strictement supérieure à 20 bars. Outre l'inondation qu'elles engendrent, ces ruptures sont susceptibles d'agresser les matériels se trouvant à proximité par trois types d'effets : les effets de fouettement, les effets de jet et les modifications des conditions d'ambiance (température, pression, humidité).

Les études relatives aux inondations d'origine interne et aux ruptures de tuyauterie à haute énergie ont pour objectif de s'assurer que ces deux agressions :

- n'empêchent pas l'atteinte et le maintien de l'état sûr du réacteur et de la piscine d'entreposage du combustible, quelle que soit la situation de fonctionnement normal dans laquelle se trouvent le réacteur et la piscine lorsque survient l'agression. En pratique, cela revient à vérifier que l'agression ne conduit pas à un risque de mode commun sur les matériels permettant, de manière redondante, l'atteinte et le maintien de l'état sûr, ainsi que sur leurs fonctions supports (distribution électrique, contrôle-commande, ventilation, refroidissement, etc.) ;
- n'entraînent pas un dépassement des limites des rejets radiologiques à l'extérieur du site. En pratique, la rétention des fluides contaminés à l'intérieur des bâtiments ou des structures doit empêcher toute pollution.

5.2.12.1 Objectifs spécifiques du réexamen

Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, EDF a réévalué les risques associés aux inondations d'origine interne et à la rupture de tuyauteries à haute énergie. EDF ayant précisé dans son dossier d'orientation que la méthode employée pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe allait être reconduite pour celui des réacteurs de 1300 MWe, l'ASN a demandé à EDF [7], lors de la phase d'orientation, d'intégrer les conclusions de l'instruction des études réalisées pour les réacteurs de 900 MWe et en particulier :

- d'évaluer les conséquences, en termes d'inondation interne, de la défaillance des lignes de purge de diamètre nominal inférieur ou égal à 25 millimètres en supposant une vanne de purge laissée ouverte ;
- d'évaluer les conséquences des défaillances des siphons de sol ;
- de réviser les études relatives au bâtiment du réacteur ;
- d'évaluer des scénarios d'inondation avec des délais avant la première intervention des opérateurs suffisamment importants pour tenir compte des difficultés de détection et de localisation précise des fuites, ainsi que d'identifier les organes à manœuvrer afin de stopper la voie d'eau.

5.2.12.2 Synthèse des études réalisées et des modifications prévues par EDF

EDF a transmis sa méthodologie pour l'analyse des inondations d'origine interne et des ruptures de tuyauteries. Comme pour les réacteurs de 900 MWe, elle consiste à :

1. déterminer dans chaque local de la centrale nucléaire les différentes sources d'inondation possibles ;
2. définir les effets induits par les ruptures de tuyauteries à haute énergie (jet, fouettement, ambiance dégradée) ;
3. définir les hypothèses de rupture (type de brèche, de débit, etc.) selon le type de tuyauterie ;
4. calculer le volume d'eau déversé dans le local jusqu'à la détection et l'isolement de la fuite. Le délai pris en compte dans les études entre la détection de la fuite en salle de commande et son isolement est de 20 min lorsque les actions d'isolement sont réalisées à partir de la salle de commande et de 35 min lorsque ces actions sont réalisées en local. Ce délai intègre la recherche de la fuite (diagnostic) et le temps nécessaire à son isolement ;
5. identifier les équipements perdus dans ce local (par aspersion, immersion, etc.) ;
6. considérer les voies de propagation de l'inondation possibles et identifier les équipements perdus au cours de la propagation de l'inondation ;
7. vérifier que la perte des équipements ainsi identifiés ne remet pas en cause la capacité à atteindre puis maintenir le réacteur et la piscine d'entreposage du combustible dans un état sûr. L'absence de rejets radioactifs liquides à l'extérieur des bâtiments est également vérifiée.

La méthodologie d'EDF a été appliquée sur les différents bâtiments des centrales nucléaires à l'exception du bâtiment du réacteur qui a fait l'objet d'une méthodologie spécifique du fait de sa conception particulière. L'étude concernant le bâtiment du réacteur a été transmise tardivement par EDF. Elle est actuellement en cours d'analyse.

De nombreuses études ont été réalisées par EDF concernant le risque d'inondation d'origine interne et de rupture de tuyauteries à haute énergie pour ce réexamen périodique. Ces études intègrent en outre :

- l'analyse des conséquences de l'inondation supplémentaire induite par la rupture d'une tuyauterie véhiculant du liquide qui serait agressée par les effets de la rupture d'une tuyauterie à haute énergie. L'inondation induite prise en compte par EDF est celle générant le volume d'eau supplémentaire le plus pénalisant ;
- le déversement simultané des réservoirs non dimensionnés au séisme ;
- un aggravant sur les organes d'isolement motorisés et de détection, ainsi que l'identification de vannes manuelles et de moyens d'évacuation de l'eau « à forts enjeux de sûreté » (voir paragraphe 5.2.1) ;
- des études de sensibilité sur les délais pour l'isolement des fuites.

EDF précise dans sa méthodologie d'étude que « *pour la partie îlot nucléaire, les études seront réalisées par palier. Elles sont applicables sur toutes les tranches de tous les sites du palier et s'appuient sur les données d'entrée [des réacteurs de] Paluel 1 pour le P4 et Cattenom 1 pour le P'4. Les spécificités de St-Alban seront également étudiées sur la tranche 1 (BAN et BTE)* ».

EDF a également défini plusieurs modifications nécessaires afin de réduire les risques de perte de matériels redondants et les risques de rejets d'effluents vers l'extérieur :

- le calfeutrement ou le remplacement du calfeutrement existant de certaines traversées pour garantir leur étanchéité à l'eau ;
- le remplacement de certains coffrets électriques par des matériels présentant une étanchéité accrue pour les protéger en cas d'aspersion ;
- la mise en place de nouvelles dispositions d'exploitation sur certains matériels électriques ou mécaniques afin d'en permettre la valorisation dans les études ;
- la mise en place de cadres anti-fouettement autour de tuyauteries pour prévenir la détérioration de matériels importants pour la sûreté des réacteurs se trouvant à proximité.

Pour les piscines d'entreposage du combustible, EDF s'assure que pour les scénarios d'inondation ou de RTHE conduisant à un mode commun de perte des voies redondantes du système de refroidissement des piscines, il est possible de réaliser un appoint en eau à la piscine pour maintenir les assemblages combustibles sous eau et assurer leur refroidissement.

Éclairage probabiliste

En complément de ces études, EDF a réalisé des études probabilistes de sûreté. Ces études sont décrites dans le paragraphe 5.7.

EDF a ainsi évalué le risque de fusion du cœur, de rejets ou de découvrement des assemblages combustibles entreposés en piscine, en cas d'inondation d'origine interne. Ces évaluations ont été réalisées en considérant les modifications prévues pour le quatrième réexamen périodique, notamment celles qui concernent le « noyau dur », ainsi que le déploiement des moyens de la force d'action rapide du nucléaire (FARN). Les valeurs obtenues pour le risque de fusion du cœur et le risque de rejets sont de quelques 10^{-7} par an et par réacteur. Pour les piscines d'entreposage du combustible, le risque de découvrement des assemblages est de quelques 10^{-8} par an et par réacteur.

À la suite de ces études, EDF conclut que les risques sont faibles et maîtrisés et ne prévoit pas de modification supplémentaire de l'installation à l'égard du risque d'inondation d'origine interne.

5.2.12.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen

5.2.12.3.1 Méthodologie

Pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, EDF a reconduit la méthodologie utilisée pour l'étude des risques associés aux inondations d'origine interne et aux ruptures de tuyauterie à haute énergie, lors du quatrième réexamen des réacteurs de 900 MWe, avec notamment l'analyse des conséquences de l'inondation supplémentaire induite par la rupture d'une tuyauterie véhiculant un liquide agressée par les effets d'une rupture de tuyauterie à haute énergie (elle-même susceptible de générer une inondation), une caractérisation plus fine des effets d'une rupture de tuyauterie à haute énergie et l'application d'un aggravant. Suivant les locaux, certaines hypothèses utilisées pour l'étude des ruptures de tuyauterie à haute énergie lors du quatrième réexamen des réacteurs de 1300 MWe sont plus sévères que celles utilisées lors du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe. Par ailleurs, certaines études ont été réalisées tardivement, notamment pour le bâtiment des auxiliaires nucléaires ou le bâtiment du combustible, et sont actuellement en cours d'analyse. Enfin les études réalisées par EDF intègrent les compléments nécessaires identifiés par l'ASN lors du quatrième réexamen des réacteurs de 900 MWe (études de sensibilité sur les délais considérés pour l'isolement des fuites, évaluation des conséquences d'inondations induites par la rupture de tuyauteries de diamètre inférieur ou égal à 25 millimètres, etc.).

L'ensemble de ces évolutions contribuera à améliorer notablement la sûreté des installations.

Toutefois, pour l'étude des risques liés aux ruptures de tuyauterie à haute énergie, la méthodologie d'EDF postule que les matériels mécaniques (hors gaines de ventilation) sont robustes à l'effet de jet, hypothèse que l'ASNR ne juge pas acceptable. EDF s'est engagée à évaluer la robustesse de ces matériels aux effets de jet d'ici fin 2025, ce que l'ASNR juge satisfaisant. **Considérant l'importance de cet engagement, il fait l'objet de la demande n° 12 de l'ASNR [22].**

5.2.12.3.2 Prise en compte de l'aggravant

Concernant les équipements actifs nécessaires à la détection ou à l'isolement motorisé d'une fuite entraînant une inondation d'origine interne, EDF a considéré un aggravant conduisant à maximiser le volume d'eau, ce qui est satisfaisant.

En ce qui concerne les vannes motorisées, EDF applique l'aggravant sur la partie commandable depuis la salle de commande mais valorise sa manœuvre en local, EDF indiquant qu'une « *même vanne peut donc être valorisée dans un premier temps depuis la salle de commande, puis dans un deuxième temps en local suite à l'application d'un aggravant sur la partie commande* ».

Par ailleurs, EDF a mené la démarche complémentaire à l'aggravant (voir paragraphe 5.2.1) sur les vannes, en identifiant, à partir des études d'inondation interne présentant les conséquences les plus importantes pour l'installation et des études probabilistes de sûreté relatives à l'inondation interne, les vannes dont la défaillance de la manœuvre empêcherait le repli et le maintien sûr du réacteur. EDF a identifié une vanne « à forts enjeux de sûreté » pour les réacteurs de type P4 et trois vannes « à forts enjeux de sûreté » pour les réacteurs de type P'4.

Concernant les équipements passifs valorisés dans les études des risques liés à l'inondation interne et aux ruptures de tuyauterie à haute énergie, EDF a mené une démarche d'identification des moyens d'évacuation de l'eau « à forts enjeux de sûreté » compte tenu du retour d'expérience négatif de ces équipements. Cette démarche a été réalisée suivant les mêmes principes que celle effectuée sur les vannes. EDF identifie trois moyens d'évacuation de l'eau « à forts enjeux de sûreté » pour les réacteurs de type P4 et un moyen d'évacuation de l'eau « à forts enjeux de sûreté » pour les réacteurs de type P'4.

Au regard des études ainsi menées, l'ASNR considère satisfaisante la prise en compte de l'aggravant.

5.2.12.3.3 Déclinaison de la méthodologie retenue pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe

L'ASNR souligne l'ampleur du travail réalisé par EDF pour mener les études liées à l'inondation interne et aux ruptures de tuyauterie à haute énergie dans les différents bâtiments de l'îlot nucléaire et de l'îlot conventionnel. Pour les risques liés aux ruptures de tuyauterie à haute énergie, EDF a considéré au minimum une rupture par local, ce qui est satisfaisant.

Pour certaines situations d'inondation dans les locaux du bâtiment électrique, EDF identifie pour les réacteurs de type P4 un risque de perte totale des alimentations électriques (H3) ou de perte de la source froide (H1). EDF prévoit la mise en place d'une double détection et identifie un moyen d'évacuation de l'eau « à forts enjeux de sûreté » (voir paragraphe précédent) en vue de prévenir ces risques, ce qui est satisfaisant.

Concernant les locaux de la pince vapeur situés dans les parties supérieures du bâtiment des auxiliaires de sauvegarde et du bâtiment électrique, EDF étudie les conséquences d'une inondation causée par la rupture guillotine d'une tuyauterie du circuit d'alimentation en eau des générateurs de vapeur, de nombreux locaux importants pour la sûreté se trouvant au niveau inférieur, notamment la salle de commande et des locaux abritant des sources d'alimentation électrique. Pour cela, EDF calcule un débit à la brèche de la tuyauterie sur la base de paramètres (caractéristiques des vannes, pressions, etc.) dont le conservatisme n'a pas été justifié. **Ce point fait l'objet de la demande n° 14 de l'ASNR [22].** Par ailleurs, l'ASNR relève que certaines hypothèses retenues dans ces études pour la propagation et l'évacuation de l'inondation, telles que

l'encombrement des locaux ou les voies d'évacuation de l'eau, ne correspondent pas aux caractéristiques réelles des installations des réacteurs retenus pour mener les études génériques d'évaluation des risques liés à l'inondation interne et aux ruptures de tuyauterie à haute énergie (les réacteurs n° 1 des centrales nucléaires de Paluel et de Cattenom). **Ce point fait l'objet de la demande n° 13 de l'ASNR [22].**

Enfin, d'une manière générale, l'ASNR a constaté des différences entre les données d'entrée retenues par EDF pour ces études et les caractéristiques réelles de certains réacteurs de 1300 MWe. Ces différences portent notamment sur l'emplacement précis des matériels, la configuration des locaux ou le mode d'exploitation des installations. Elles s'expliqueraient notamment par l'implantation de modifications définies localement répondant à des problématiques spécifiques à certains sites durant la quarantaine d'années d'exploitation des réacteurs. Ces différences sont particulièrement dommageables pour les analyses d'EDF représentant de manière particulièrement fine l'installation (analyses dites « de troisième niveau ») en vue de déterminer les conséquences des ruptures de tuyauterie à haute énergie sur les matériels importants pour la sûreté. Ainsi, l'ASNR considère qu'EDF doit vérifier que les hypothèses retenues dans ces analyses sont applicables à d'autres réacteurs que ceux identifiés pour représenter chaque type de réacteurs. EDF s'y est engagée. Considérant l'importance de cette démarche, **elle fait l'objet de la prescription [RP4-1300-AGR-E] de la décision de l'ASNR [20].**

5.2.12.3.4 Classement de sûreté des vannes

Pour les études des risques liés à l'inondation interne, EDF a indiqué que seules les vannes d'isolement valorisées et conduisant au volume déversé maximal (tuyauteries « majorantes »), seront classées de sûreté et bénéficieront ainsi d'un suivi en exploitation adapté. Cette position implique que des vannes, dont la fermeture pourrait être nécessaire à l'atteinte des objectifs de sûreté des études d'inondation interne, ne seront pas classées de sûreté. EDF justifie cette position par une complexification accrue qu'apporterait un classement de sûreté d'un nombre important de vannes. Toutefois EDF s'est engagée à mener une analyse afin d'identifier les vannes présentant le plus d'enjeux pour la sûreté et à les classer. L'ASNR souligne l'importance de cet engagement, considérant qu'un classement de sûreté portant uniquement sur la vanne d'isolement valorisée et conduisant au volume déversé maximal n'est pas suffisant. **Ce point fait l'objet de la prescription [RP4-1300-AGR-D] de la décision de l'ASNR [20].**

5.2.12.3.5 Études d'accidents impliquant une inondation interne ou une rupture de tuyauterie à haute énergie

Les études d'accident réalisées au titre de la démonstration de sûreté impliquent parfois des inondations internes ou des ruptures de tuyauterie à haute énergie dont les conséquences ne sont pas prises en compte. Ainsi EDF s'est engagée à étudier, pour les situations qui ne seraient pas couvertes par les études d'agression, les conséquences des inondations internes et des ruptures de tuyauterie à haute énergie, induites par les études d'accidents, afin de vérifier la disponibilité des moyens nécessaires et l'accessibilité des locaux dans lesquels des actions humaines sont requises. **L'ASNR souligne l'importance de cet engagement qui fait l'objet de la demande n° 11 de l'ASNR [22].**

5.2.12.3.6 Éclairage probabiliste

À l'occasion du quatrième réexamen périodique, EDF a réalisé des études probabilistes de sûreté permettant d'évaluer le risque de fusion du cœur, ou de découvrement des assemblages combustibles entreposés dans la piscine, faisant suite à une inondation d'origine interne sur un réacteur de 1300 MWe. EDF a également évalué le risque de rejets dans l'environnement, à la suite d'une inondation d'origine interne conduisant à un accident avec fusion du cœur. L'ASNR considère cet éclairage probabiliste satisfaisant bien que présentant certaines limites en termes de réalisme (périmètre d'étude, débit en cas de rupture de tuyauterie, modélisation de l'inétanchéité ou de l'effacement des trémies, etc.).

5.2.13 Risques associés aux collisions et chutes de charge

La démonstration de sûreté associée aux collisions et chutes de charge s'appuie sur la qualité de la conception, de la fabrication et des contrôles en service des engins de manutention. Elle étudie également les conséquences des collisions et des chutes de charges, et, le cas échéant, identifie des moyens complémentaires de prévention ou de limitation des conséquences.

5.2.13.1 Objectifs spécifiques du réexamen

L'analyse du retour d'expérience a montré que les chutes de charge peuvent survenir même pour des engins de manutention ayant des exigences renforcées tels que le pont polaire. En conséquence, l'ASN a demandé à EDF [7] d'évaluer « *les conséquences des collisions et des chutes de charges dans le bâtiment du réacteur, y compris pour les charges manutentionnées par le pont polaire* » et d'étudier la fiabilité des moyens de manutention.

5.2.13.2 Synthèse des études réalisées

Pour le quatrième réexamen des réacteurs de 1300 MWe, EDF a pris en compte dans la démonstration de sûreté le risque de collisions et de chutes de charge conformément à l'article 3.5 de l'arrêté INB [1]. EDF a évalué les risques induits par une collision ou une chute de charge selon la méthodologie suivante :

- l'identification des agresseurs potentiels parmi les engins de manutention ;
- l'analyse des dispositions matérielles ou organisationnelles existantes relatives aux engins de manutention susceptibles de prévenir le risque ;
- l'identification des cibles potentiellement impactées par une collision ou une chute de charges au cours d'une manutention ;
- l'analyse fonctionnelle de la perte des cibles identifiées pour étudier les conséquences éventuelles sur le respect des objectifs de sûreté ; une analyse des conséquences radiologiques peut, le cas échéant, être envisagée ;
- si nécessaire, la mise en place d'une parade matérielle ou organisationnelle pour prévenir le risque ou protéger la cible.

Le périmètre de l'étude d'EDF concerne l'ensemble des engins de levage et de manutention pouvant présenter un risque de collision ou de chute de charge impactant des éléments importants pour la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement. En conclusion des études menées sur les différents bâtiments de l'îlot nucléaire, EDF identifie que certaines manutentions ne peuvent être autorisées que dans certains états du réacteur et que des dispositions organisationnelles sont ainsi à mettre en œuvre afin de garantir le repli et le maintien à l'état sûr du réacteur. Ces dispositions seront mises en œuvre lors de la phase B du déploiement des modifications du réexamen périodique.

Pour le bâtiment du combustible, les risques liés à la manutention des emballages de transport du combustible sont abordés au paragraphe 5.4. Par ailleurs, EDF a étudié les collisions et chutes de charge impliquant le pont auxiliaire et les autres moyens de manutention. Pour les situations pouvant conduire à une indisponibilité du refroidissement et de l'appoint en eau de la piscine combustible, EDF valorise un appoint par le système de distribution d'eau déminéralisée (SED).

EDF exclut de la démonstration de sûreté les risques liés à la manutention de charges lourdes par le pont polaire avec son chariot de levage d'exploitation[43] dans le bâtiment du réacteur. EDF justifie cette exclusion par la conception, la fabrication et l'exploitation du pont polaire avec ce chariot. EDF a ainsi évalué la fiabilité

[43] Le pont polaire dispose de deux chariots de levage : le chariot d'exploitation et le chariot de service. Les risques liés à la manutention du pont polaire avec le chariot de service sont étudiés par EDF au titre de la démonstration de sûreté.

des opérations de levage du pont polaire du bâtiment du réacteur avec son chariot d'exploitation. Cette étude conclut à des risques de chute de charge de quelques 10^{-7} par an et par réacteur.

Toutefois, EDF a établi deux études portant sur les conséquences d'une chute de charge transportée par le chariot d'exploitation du pont polaire, qu'EDF ne considère pas relever de la démonstration de sûreté :

- la première évalue l'impact sur le génie civil d'une chute du couvercle de cuve et d'une chute des ensembles internes supérieurs. Cette étude conclut au maintien de l'installation dans un état sûr en cas de chute ;
- la deuxième évalue l'impact sur le circuit primaire et les assemblages combustibles d'une chute du couvercle de la cuve et d'une chute de la machine de serrage et desserrage des goujons de cuve. Cette étude conclut au maintien de l'intégrité du circuit primaire mais à des impacts importants sur les assemblages combustibles pour un scénario particulier de chute du couvercle. Toutefois, pour ce scénario, EDF considère le risque acceptable au regard de sa faible probabilité d'occurrence.

5.2.13.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen

L'ASNR considère que la démonstration de sûreté présentée par EDF est satisfaisante. L'ASNR souligne l'intérêt des dispositions identifiées par EDF en conclusion de ces études qui permettront d'améliorer la gestion des risques liés aux collisions et chutes de charge.

L'ASNR note que ces études concluent soit à des conséquences acceptables, soit à une probabilité d'occurrence extrêmement faible. Enfin, l'ASNR signale que les évaluations de fiabilité des opérations de levage du pont polaire ne concernent que les risques de chute (n'intégrant pas les risques de collisions) et devraient mieux tenir compte du retour d'expérience disponible.

5.2.14 Risques associés aux installations industrielles des sites

Les centrales nucléaires comprennent des installations présentant des risques radiologiques mais aussi des installations présentant des risques non radiologiques, dits « conventionnels », notamment liés aux substances dangereuses impliquant des risques d'incendie, d'explosion, ou toxiques.

L'étude de dangers conventionnels (voir paragraphe 5.11) évalue les risques induits par les installations susceptibles d'avoir des effets thermiques, de surpression ou toxiques sur l'extérieur du site.

En revanche, l'étude de dangers conventionnels n'évalue pas les conséquences de ces scénarios d'accident sur les équipements importants pour la sûreté du réacteur intervenant dans la démonstration de sûreté relative aux risques radiologiques.

5.2.14.1 Objectifs spécifiques du réexamen

Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, l'ASN a demandé [45] à EDF d'identifier les éventuels compléments à apporter au rapport de sûreté en tenant compte des conséquences des scénarios d'accident de l'étude de dangers sur les équipements importants pour la sûreté du réacteur intervenant dans la démonstration de sûreté relative aux risques radiologiques.

5.2.14.2 Synthèse des études réalisées et des modifications prévues

Pour répondre à cette demande, EDF a élaboré une démarche basée sur deux niveaux d'analyse :

- le niveau 1 vise à identifier les scénarios d'accidents conventionnels susceptibles d'atteindre des cibles de sûreté ;
- le niveau 2 se base sur les scénarios retenus à l'issue de l'analyse de niveau 1 et détermine par une analyse fonctionnelle si l'atteinte des cibles de sûreté est de nature à remettre en cause la

capacité à replier et maintenir dans un état sûr les réacteurs. Si tel est le cas, l'analyse de niveau 2 évalue le risque par une méthode probabiliste.

Cette démarche se rapproche de la démarche proposée par la règle fondamentale de sûreté (RFS) I.2.d [40].

EDF a appliqué cette démarche sur les réacteurs n^{os} 1 et 2 de la centrale nucléaire de Flamanville et conclut que les scénarios d'accidents conventionnels de l'étude de dangers n'ont pas d'impact sur les cibles de sûreté et ne remettent pas en cause la démonstration de sûreté nucléaire relative aux risques radiologiques.

5.2.14.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen

L'ASNR considère que la démarche présentée par EDF dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, pour tenir compte des conséquences des scénarios d'accident de l'étude de dangers sur les équipements importants pour la sûreté du réacteur intervenant dans la démonstration de sûreté relative aux risques radiologiques, est acceptable dans ses principes. Toutefois l'ASN a demandé [52] à EDF d'apporter des éléments complémentaires sur cette méthode, notamment sur les installations prises en compte, les scénarios retenus et les cibles étudiées. L'ASNR sera vigilante à l'application de cette méthode sur les réacteurs de 1300 MWe.

5.2.15 Risques associés aux autres agressions prises en compte dans la démonstration de sûreté

Les autres agressions qu'EDF doit prendre en considération dans la démonstration de sûreté de ses centrales nucléaires sont listées aux articles 3.5 et 3.6 de l'arrêté INB [1].

En complément des agressions « chutes de charges », « explosions », « incendies », « inondations d'origine interne » et « risques induits par les installations industrielles des sites » développées dans les paragraphes précédents, EDF a ainsi étudié les risques liés aux agressions d'origine interne suivantes :

- les émissions de projectiles induites par la défaillance de réservoirs, pompes et vannes ;
- les interférences électromagnétiques générées dans le périmètre de l'INB.

Concernant les agressions d'origine externe, en complément des agressions « risques induits par les activités industrielles et les voies de communication », « séisme », « grands chauds », « vents violents », « tornades » et « inondations d'origine externe » développées dans les paragraphes précédents, EDF a étudié les risques liés aux agressions d'origine externe suivantes :

- la foudre et les interférences électromagnétiques ;
- les grands froids ;
- les agresseurs de la source froide (« plus basses eaux de sécurité » (PBES), prise en glace, envasement et ensablement des ouvrages de génie civil, frasil, hydrocarbures provenant d'installations fixes ou de navires, arrivée massive de colmatants (AMC) pouvant provenir de la faune, de la flore, d'origine minérale ou d'origine humaine) ;
- l'inondation dite « sismo-induite », qui désigne l'inondation provoquée par une infiltration de la nappe phréatique dans les bâtiments, à la suite de la dégradation de l'étanchéité des joints inter-bâtiments consécutive à un séisme.

5.2.15.1 Objectifs spécifiques du réexamen

Les objectifs du réexamen pour les agressions traitées dans cette partie consistent en la vérification du caractère suffisant des dispositions de protection et, le cas échéant, en la définition de nouvelles dispositions permettant de faire face aux agressions, en tenant compte du retour d'expérience français et international et, plus généralement, de l'évolution des connaissances et des pratiques. L'ASN a également demandé [7] à EDF

de prendre en compte les préconisations de l'association WENRA et le retour d'expérience tiré du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe.

5.2.15.2 Synthèse des études réalisées et des modifications prévues

EDF a transmis sa démarche d'évaluation pour chacune des agressions et les dispositions de protection associées. Les aléas réévalués tiennent compte du retour d'expérience, de la veille climatique et des demandes de l'ASN.

Des dispositions de protection complémentaires ont été définies par EDF pour certaines agressions :

- pour la foudre, l'installation de parafoudres ou de paratonnerres, de capotages de chemins de câbles et de compléments au réseau de masse ;
- pour les grands froids, des modifications matérielles ou de règles d'exploitation, telles que la mise en place de moyens de chauffage et de calorifuge ou la modification de réglages d'aérothermes ;
- pour la protection de la source froide du site de Cattenom contre le frasil, le remplacement du capteur de température de l'eau de la Moselle permettant d'initier le basculement préventif de la prise d'eau sur le lac du Mirgenbach, afin d'augmenter sa fiabilité.

Dans certains cas, les évaluations peuvent conduire EDF, à la suite d'analyses fonctionnelles, à dédouaner certains matériels lorsque la perte de ces matériels en situation d'agression ne remet pas en cause l'atteinte d'un état sûr.

Concernant les tempêtes solaires, comme pour les réacteurs de 900 MWe lors de leur quatrième réexamen périodique, EDF estime que les risques sont couverts par la prise en compte de la situation de perte des alimentations électriques externes (dite « MDTE ») d'une durée de 15 jours, postulée à la suite d'un séisme.

5.2.15.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen

Défaillances de réservoirs, pompes et vannes entraînant l'émission de projectiles internes

EDF a étudié l'impact des projectiles générés par des défaillances de réservoirs, pompes et vannes, d'une part sur les matériels, d'autre part sur la tenue des structures de génie civil. Les études détaillées réalisées par EDF sont satisfaisantes, en ce qui concerne l'échantillon de projectiles, leur vitesse d'impact sur le génie civil, le calcul de sa perforation et l'analyse de l'impact des projectiles sur les matériels. Dans le cadre des études portant sur le génie civil, EDF a analysé l'impact du phénomène d'écaillage des parois en béton sur les matériels présents dans les locaux adjacents, ce qui est satisfaisant.

Lors de l'instruction, EDF a mis à jour ses études sur la tenue du génie civil en retenant un missile spécifique pour le bâtiment du combustible.

Interférences électromagnétiques internes

La démarche présentée par EDF est une démarche classique de gestion des interférences électromagnétiques internes, qui respecte les normes habituelles du domaine. L'ASNR considère la démarche retenue par EDF satisfaisante.

Foudre et interférences électromagnétiques externes

L'aléa « foudre » retenu par EDF pour le dimensionnement de ses installations correspond au niveau I de la norme IEC 62305-1 relative à la protection contre la foudre, ce qui n'appelle pas de remarque de l'ASNR.

La démarche de protection mise en œuvre est satisfaisante en ce qui concerne les effets directs de la foudre et les surtensions induites. Une évaluation des risques induits par les champs rayonnés par la foudre a aussi été menée par EDF sur un périmètre restreint d'équipements (les équipements nécessaires à la protection contre un incendie ou une explosion). Toutefois EDF doit consolider les hypothèses prises en compte pour

cette évaluation qui doit être étendue aux autres équipements importants pour la protection (EIP). EDF s'est engagée à transmettre un calendrier de travail en ce sens.

EDF a également étudié les conséquences de la défaillance d'un parafoudre sur les lignes haute tension du réseau de transport d'électricité, ce qui est satisfaisant.

Concernant les tempêtes solaires, l'ASNR juge acceptables, dans le cadre du quatrième réexamen périodique, les justifications apportées par EDF. L'ASNR note qu'EDF a engagé une étude exploratoire d'évaluation du niveau des courants géomagnétiques qui pourraient apparaître en cas de tempête solaire importante, sur la base de scénarios historiques.

Grands froids

L'aléa retenu par EDF pour l'agression « grands froids » est satisfaisant, ainsi que les cumuls étudiés. La température « grands froids WENRA » définie par EDF pour répondre aux préconisations de l'association WENRA est acceptable.

Concernant la vérification de la tenue des matériels aux « grands froids », l'analyse que présente EDF est acceptable. Elle inclut notamment l'application d'un aggravant suivant les modalités que s'est fixées EDF pour les études d'agressions. Par ailleurs, cette vérification concerne les matériels situés à l'extérieur des bâtiments ou dans des locaux non ventilés et prend en compte les matériels de faible inertie thermique, ce qui est satisfaisant. Toutefois l'ASNR juge que les justifications des températures limites à respecter au regard des caractéristiques des matériels se trouvant dans les différents locaux pourraient être mieux formalisées ; l'ASN a formulé plusieurs demandes à EDF à cet égard [53] [54].

Agresseurs de la source froide

Pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, les enjeux des études réalisées par EDF sur les agressions de la source froide portent principalement sur l'application d'un aggravant et sur la prise en compte du risque de frasil pour la source froide du site de Cattenom. Les nouvelles règles développées par EDF pour la source froide à la suite de plusieurs événements marquants survenus en 2009 ont été intégrées sur les réacteurs de 1300 MWe lors de leur troisième réexamen périodique.

Pour ce dernier point, EDF a identifié, à la suite d'une expertise menée en 2019, la nécessité de procéder préalablement à la formation de frasil sur la Moselle au basculement de la prise d'eau sur le lac du Mirgenbach pour protéger la source froide. Ainsi, EDF prévoit de remplacer le capteur de température de l'eau de la Moselle lors du lot A du déploiement des modifications du réexamen, ce qui est satisfaisant.

Inondation sismo-induite

Pour prévenir une inondation provoquée par une infiltration de la nappe phréatique dans les bâtiments à la suite de la dégradation de l'étanchéité des joints inter-bâtiments consécutive à un séisme, EDF a analysé le maintien de l'étanchéité de ces joints au regard des contraintes auxquels ils seraient soumis lors d'un séisme. Pour cela, EDF a déterminé les déplacements différentiels sismiques des interfaces de bâtiments et l'impact de ces déplacements sur les joints inter-bâtiments. Ces études sont en cours d'analyse par l'ASNR.

5.2.16 Synthèse et prescriptions portant sur les risques associés aux agressions

Le quatrième réexamen périodique a été l'occasion de s'assurer de la prise en compte des niveaux de référence publiés en 2014 et en 2021 par l'association WENRA des responsables d'autorité de sûreté nucléaire d'Europe de l'Ouest, et d'examiner la sensibilité des études d'agression des réacteurs de 1300 MWe aux délais avant la première intervention des opérateurs retenus dans les études du réacteur EPR de Flamanville.

EDF a pris en compte, dans ses études d'agression, les conséquences de la défaillance d'équipements, soit en montrant que ces conséquences sont acceptables, soit en renforçant si nécessaire les dispositions de

conception et d'exploitation de ces équipements. Cette démarche constitue une amélioration notable par rapport aux précédents réexamens périodiques et permet d'accroître la robustesse des installations.

EDF réévalue, pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, les caractéristiques des agressions naturelles considérées ainsi que les dispositions prévues pour y faire face. Pour l'inondation d'origine externe, cette réévaluation concerne actuellement les sites de Paluel, Cattenom et Saint-Alban, qui sont les premiers concernés par ce quatrième réexamen périodique.

L'ASNR considère comme acceptables les niveaux d'aléas déjà réévalués pour les agressions naturelles. Pour les agressions climatiques, EDF met en place une veille quinquennale ayant pour objectif de détecter les éventuelles évolutions de tendance et une surveillance en continu avec des critères déclenchant une analyse approfondie, afin de vérifier la robustesse des installations entre deux réexamens.

Pour la maîtrise des risques liés aux températures extérieures élevées, les études thermiques effectuées par EDF sont acceptables même si des améliorations des outils de calcul sont attendues. Par ailleurs, pour les situations de perte totale des alimentations électriques et de perte de la source froide, EDF a transmis une analyse qualitative qui doit être complétée.

Pour la maîtrise des risques liés à l'incendie, les études effectuées par EDF sont satisfaisantes et des améliorations de la sûreté des installations ont été identifiées. EDF prévoit de mettre à jour son référentiel d'exploitation sur les entreposages transitoires de matières combustibles au regard des marges identifiées dans ces études, ce qui constitue une avancée significative.

Pour la maîtrise des risques liés à l'explosion, EDF a élargi le périmètre de ses études, dans la mesure où elle a étudié leurs conséquences quelle que soit la localisation d'une fuite d'hydrogène. EDF s'est engagée à justifier que le périmètre des cibles de sûreté retenues dans ses études des risques liés aux explosions permet d'assurer le repli et le maintien dans un état sûr des réacteurs, ce qui est satisfaisant.

Pour la maîtrise des risques liés aux inondations internes et aux ruptures de tuyauterie à haute énergie, des compléments d'études restent attendus, notamment pour garantir la cohérence de la démonstration apportée avec l'état réel des installations. Par ailleurs, EDF s'est engagée à mener une analyse afin d'identifier les vannes présentant le plus d'enjeux pour la sûreté et de définir les exigences à leur appliquer.

Pour la maîtrise des risques liés au transport aérien, EDF a examiné les conséquences de la chute d'un aéronef de l'aviation générale sur le bâtiment du combustible. EDF conclut que la chute d'un tel aéronef n'entraîne pas de situation qui pourrait conduire à la fusion des assemblages combustibles qui y sont entreposés. Cette étude est en cours d'analyse par l'ASNR.

Pour les autres agressions, les méthodes et hypothèses retenues par EDF pour réaliser ses études n'appellent pas de remarque.

L'ASNR souligne l'important travail réalisé par EDF pour mettre à jour l'ensemble des études d'agression. Certaines études ont conduit EDF à définir des modifications ; des compléments d'études sont encore nécessaires afin d'apprécier si des dispositions supplémentaires doivent être mises en œuvre. L'ensemble de ces modifications, complété par le respect des demandes et des prescriptions de l'ASNR, constituera une amélioration notable de la maîtrise des risques liés aux agressions, et devrait permettre d'atteindre les objectifs visés pour le réexamen.

*

À l'issue de l'instruction, EDF s'est engagée à réaliser la plupart des compléments nécessaires que l'instruction de l'ASNR a mis en évidence. L'ASNR prescrit [20] la réalisation des améliorations majeures de la sûreté prévues par EDF ainsi que certaines dispositions supplémentaires qu'elle considère comme nécessaires à l'atteinte des objectifs du réexamen.

Aléas associés aux températures extérieures

[RP4-1300-AGR-A] Au plus tard lors de la quatrième visite décennale, l'exploitant retient, dans son référentiel « grands chauds », des températures extrêmes T_E et T_{min} associées à la canicule définies en considérant :

- une fréquence de dépassement annuelle inférieure ou égale à 10^{-2} (borne supérieure de l'intervalle de confiance à 70 %) intégrant l'évolution climatique jusqu'au réexamen périodique suivant. Cette évolution climatique tient compte des tendances climatiques correspondant à une région pertinente pour le site concerné ;
- les valeurs enveloppes du retour d'expérience pertinent pour le site.

Risques liés à l'incendie

[RP4-1300-AGR-B] I.– Au plus tard lors de la quatrième visite décennale, l'exploitant met en œuvre les modifications nécessaires identifiées par les études de maîtrise des risques liés à l'incendie relevant de la démonstration de sûreté.

II.– Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale, l'exploitant met en œuvre les modifications d'exploitation nécessaires pour limiter les entreposages transitoires de matière combustible à des volumes cohérents avec les hypothèses des études de maîtrise des risques mentionnées au I. Il définit les mesures à mettre en place en cas de dépassement. Pour les réacteurs des centrales nucléaires de Paluel et de Cattenom, cette échéance est portée à un mois après le quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale.

Risques liés au séisme

[RP4-1300-AGR-C] I.– Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale, l'exploitant met en œuvre les renforcements nécessaires des systèmes, structures et composants pour assurer la tenue du noyau dur à l'aléa sismique qu'il a défini en application de la prescription [ECS-ND7] de l'annexe aux décisions du 21 janvier 2014 susvisées.

II.– Pour les réacteurs des centrales nucléaires de Belleville-sur-Loire et de Saint-Alban/Saint-Maurice, l'exploitant étudie au plus tard le 31 décembre 2027 les possibilités de renforcement permettant de faire face à des niveaux d'aléa sismique plus élevés que ceux mentionnés au I pour tenir compte des incertitudes sur la détermination de l'aléa extrême et les éventuels effets de site particuliers. Il définit les éventuelles modifications à mettre en œuvre au regard des enjeux pour la sûreté. Il les déploie au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale.

Risques liés à l'inondation interne

[RP4-1300-AGR-D] I.– Au plus tard le 30 juin 2026, l'exploitant définit la démarche qu'il retient pour déterminer les vannes présentant le plus d'enjeux pour les études des risques liés à l'inondation interne et les exigences associées.

II.– Au plus tard le 31 décembre 2028, l'exploitant identifie ces vannes pour chaque réacteur.

III.– Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale, l'exploitant met en œuvre pour ces vannes les dispositions d'exploitation nécessaires.

Risques liés aux ruptures de tuyauterie à haute énergie

[RP4-1300-AGR-E] I.– Au plus tard le 31 décembre 2025, l'exploitant vérifie les hypothèses retenues dans ses études de troisième niveau des risques liés aux ruptures de tuyauterie à haute énergie, au regard de la configuration réelle d'au moins un réacteur de type P4 et un réacteur de type P'4. À la même échéance, il prend position sur la nécessité d'étendre le périmètre de ces vérifications.

II.– Au plus tard le 31 décembre 2026, l'exploitant dresse un bilan des vérifications ainsi réalisées, le cas échéant sur un périmètre étendu, et prend position sur la nécessité de mettre à jour ses études.

III.– Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale, l'exploitant met à jour la démonstration de maîtrise des risques liés aux ruptures de tuyauterie à haute énergie au regard du bilan établi au II, si nécessaire en déployant des modifications.

5.3 RÉÉVALUATION DES ÉTUDES D'ACCIDENT DES RÉACTEURS

EDF a réexaminé, au cours de la phase générique du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, l'ensemble des études associées aux différents incidents et accidents pouvant survenir sur le réacteur, appelées « conditions de fonctionnement ».

Il s'agit des études dites :

- du domaine de dimensionnement, à savoir les études des incidents et accidents résultant d'un seul initiateur. Pour ces études, des hypothèses d'études pénalisantes et un aggravant sont considérés. Les conditions de fonctionnement de dimensionnement sont réparties en quatre catégories, en fonction de la fréquence estimée des initiateurs[44] ;
- du domaine complémentaire, à savoir les études des accidents résultant de défaillances multiples ou non prises en compte à la conception. Pour ces études, aucun aggravant n'est considéré ;
- « justificatives particulières », qui sont réalisées par EDF dans l'objectif d'évaluer la robustesse de l'installation dans certaines situations accidentelles. Ces études sont réalisées en considérant des hypothèses d'étude spécifiques.

Les conséquences radiologiques des accidents sont traitées au paragraphe 5.6.

5.3.1 Conditions de fonctionnement de dimensionnement

5.3.1.1 Objectifs spécifiques du réexamen

EDF a retenu comme objectif de tendre vers des niveaux de conséquences radiologiques ne nécessitant pas la mise en œuvre de mesures de protection de la population. EDF a proposé d'intégrer, dans les études des conditions de fonctionnement de dimensionnement, les nouveaux référentiels d'études issus des évolutions de connaissances ainsi que les conclusions des instructions ayant précédé ce réexamen.

Pour ce réexamen, l'ASN a demandé [7] à EDF de :

- résorber les éventuelles anomalies dans les études de la démonstration de sûreté susceptibles de conduire au non-respect des critères de sûreté, dès que possible et avant la remise du rapport de conclusion du réexamen périodique de chaque réacteur ;
- d'évaluer le comportement des réacteurs de 1300 MWe pour les événements et délais avant la première intervention des opérateurs considérés dans le référentiel du réacteur EPR, en appliquant les règles des études des conditions de fonctionnement de dimensionnement et en cas de non-respect des critères de sûreté associés au domaine de dimensionnement, d'analyser les raisons du dépassement de ces critères, d'identifier les éventuelles dispositions qui pourraient être mises en œuvre pour y remédier et d'examiner leur faisabilité et leur intérêt ;
- de prendre en compte les nouveaux critères définis à l'issue de la réunion du groupe permanent d'experts pour les réacteurs du 15 juin 2017 relative aux critères de tenue du combustible [55] à considérer dans les études d'accident de dimensionnement et du domaine complémentaire ;

[44] Les conditions de fonctionnement de dimensionnement sont réparties en quatre catégories. Ce classement résulte de la fréquence annuelle estimée des initiateurs :

- le fonctionnement normal (catégorie 1), où l'installation est maintenue dans les limites définies par ses spécifications techniques d'exploitation ;
- les incidents (catégorie 2), de fréquence annuelle d'occurrence estimée par réacteur supérieure à 10^{-2} ;
- les accidents de catégorie 3, de fréquence annuelle d'occurrence estimée par réacteur supérieure à 10^{-4} et inférieure à 10^{-2} ;
- les accidents de catégorie 4, de fréquence annuelle d'occurrence estimée par réacteur inférieure à 10^{-4} et qui n'ont pas été exclus.

- de prendre en compte l'état prévisible du combustible, notamment la déformation latérale des assemblages combustibles en fonctionnement normal[45], l'état de conditionnement mécanique des crayons combustibles[46] et la présence de crayons inétanches.

L'ASN a aussi précisé ses demandes concernant certaines hypothèses d'études à retenir [45].

5.3.1.2 Synthèse des études du domaine de dimensionnement

EDF a tout d'abord apporté des éléments complémentaires de justification de la qualification de certains outils de calcul scientifique, utilisés dans le domaine de dimensionnement.

EDF a réalisé un travail très important de reprise de l'ensemble de ses études, en déclinant un ensemble de nouveaux référentiels et en intégrant les enseignements des instructions précédentes.

Les études réalisées concernent notamment :

- les transitoires d'insertion de réactivité, dont les transitoires de dilution de l'eau borée présente dans le circuit primaire ;
- les transitoires de refroidissement du circuit primaire, dont l'ouverture d'une soupape du circuit secondaire ;
- les accidents de perte de réfrigérant primaire (APRP) ;
- les accidents de rupture d'un tube de générateur de vapeur (RTGV) : pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe[47], l'étude de la RTGV de quatrième catégorie (RTGV4) présente les conséquences de la rupture d'un tube de générateur de vapeur avec un cumul de manque de tension externe (MDTE) ainsi qu'une vérification du non-débordement du générateur de vapeur affecté ; elle valorise aussi les évolutions de conduite prévues dans le cadre du réexamen ;
- les transitoires d'échauffement et les transitoires de pertes de débit ; ces transitoires n'appellent pas de remarque dans la suite de ce chapitre ;
- l'étude de la transposition des transitoires du réacteur EPR de Flamanville et des délais retenus avant la première intervention des opérateurs pour ce réacteur.

Ces études retiennent comme combustible de référence les assemblages combustibles de type AFA 3G de Framatome. La justification de l'utilisation de combustible provenant du fournisseur Westinghouse et de combustibles différents (cœur dit « mixte[48] ») fera l'objet d'une instruction ultérieure.

EDF a pris en compte l'état des connaissances concernant certains phénomènes physiques relatifs au combustible dont certains phénomènes physiques non pris en compte à la conception (déformation latérale des assemblages, conditionnement mécanique des crayons, présence de crayons inétanches dans le cœur).

---

[45] Déformation latérale des assemblages combustibles : les assemblages combustibles se déforment latéralement pendant leur irradiation dans le réacteur ce qui conduit à plusieurs effets, notamment une augmentation de la puissance neutronique en périphérie de certains assemblages.

[46] Conditionnement mécanique des crayons combustibles : l'état de conditionnement mécanique des crayons représente l'état thermomécanique initial des crayons combustibles lors d'une étude d'accident.

[47] Jusqu'au troisième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, le transitoire de RTGV retenu par EDF en quatrième catégorie consistait en la rupture guillotine d'un tube de générateur de vapeur, cumulé au blocage en position ouverte d'une soupape de sûreté de ce générateur de vapeur. Cela conduisait à un volume de rejet liquide très élevé. À la suite de ce réexamen, EDF a mis en œuvre une série de modifications visant à éviter le débordement du générateur de vapeur affecté.

[48] Un cœur mixte comprend des assemblages de conceptions différentes. Le chargement en réacteur d'assemblages de caractéristiques hydrauliques différentes modifie la distribution de débit dans le cœur par rapport à celle d'un cœur homogène du fait des différences de résistance hydraulique (pertes de charges) entre assemblages.

Dans le cadre de ces études, EDF a valorisé ou défini des modifications qui seront mises en œuvre pour le quatrième réexamen périodique. Il s'agit notamment :

- de l'ajout de quatre grappes d'arrêt, pour pouvoir disposer de marges suffisantes d'antiréactivité pour toutes les gestions de combustible ;
- de l'utilisation de grappes absorbantes en hafnium insérées dans les assemblages combustibles situés au plus près de la cuve, pour réduire la fluence neutronique afin de limiter la fragilisation de l'acier de la cuve du réacteur ;
- du remplacement de la pompe d'injection aux joints des groupes motopompes primaires par la pompe d'injection du « noyau dur » (PIJ-ND) alimentée par le DUS, pour pouvoir disposer de marges d'antiréactivité par l'injection de bore dans le circuit primaire et pour améliorer la préservation de l'intégrité du circuit primaire, ainsi que la maîtrise de l'inventaire en eau en situation de perte totale des alimentations électriques ;
- de la qualification aux conditions accidentelles de la chaîne de mesure de vitesse des groupes motopompes primaires.

Enfin, afin de résorber l'ensemble des anomalies affectant les études, EDF a réalisé un travail important tant en termes d'études que de modifications de l'installation, du procédé ou de la conduite :

- pour ce qui concerne l'anomalie portant sur la phase moyen terme de l'accident d'éjection de grappe de quatrième catégorie[49], EDF a complété son dossier, à la demande de l'ASN [56] et étendu son analyse aux transitoires de refroidissement affectés par cette anomalie. EDF a démontré que les retours critiques obtenus dans certains transitoires ne présentent pas d'enjeu de sûreté ;
- pour ce qui concerne l'anomalie d'étude portant sur la modélisation du dôme en thermosiphon[50], EDF a proposé une nouvelle modélisation permettant de prendre en compte les phénomènes de stratification thermique dans les parties hautes de la cuve et l'éventuelle formation d'une bulle de vapeur sous le dôme. Ce point a fait l'objet d'une instruction dédiée [57].

5.3.1.2.1 Transposition des conditions de fonctionnement PCC du réacteur EPR de Flamanville

EDF a étudié l'impact de la transposition des conditions de fonctionnement dites « Plant Condition Categories » (PCC) du réacteur EPR de Flamanville pour les réacteurs de 1300 MWe.

EDF a identifié, parmi les quarante-neuf études des PCC du réacteur EPR de Flamanville, vingt-neuf études non explicitement traitées ou partiellement traitées dans le domaine de dimensionnement des réacteurs de 1300 MWe. Ces PCC concernent soit le réacteur, soit la piscine d'entreposage du combustible (pour la piscine, ces études sont traitées au paragraphe 5.4).

À la suite de l'étude de ces PCC, EDF conclut que les critères de conception du domaine de dimensionnement des réacteurs de 1300 MWe sont respectés pour la plupart des PCC du réacteur EPR de Flamanville transposées aux réacteurs de 1300 MWe.

[49] En juin 2019, EDF a déclaré une anomalie relative à « l'incomplétude de la recherche de scénarios pénalisants en phase moyen terme de l'accident d'éjection de grappe de quatrième catégorie », constatant que la phase B (la phase B est comprise entre l'instant de la première intervention d'une protection et l'instant de la première action manuelle) du transitoire d'éjection de grappe (EDG) n'est pas convenablement pénalisée vis-à-vis de la maîtrise de la réactivité.

[50] En condition de fonctionnement de refroidissement par thermosiphon, l'un des paramètres dominants des études est le gradient de refroidissement du fluide sous le dôme de la cuve (zone thermiquement découplée du reste du circuit primaire en cas de thermosiphon). Ce paramètre est difficile à modéliser.

Pour les quatre conditions de fonctionnement affectant le réacteur pour lesquelles ces critères ne sont pas respectés, EDF justifie par une approche probabiliste que l'enjeu de sûreté associé à ces quatre conditions de fonctionnement est limité. Ainsi, EDF estime qu'il n'est pas nécessaire de modifier son installation, en raison du risque de complexification associé.

5.3.1.2.2 Transposition des délais avant la première intervention des opérateurs retenus pour le réacteur EPR de Flamanville

Pour les réacteurs de 1300 MWe, le délai retenu dans les études de dimensionnement avant la première intervention des opérateurs est de 20 minutes si la première action est à réaliser en salle de commande, et de 25 à 35 minutes si cette action est à réaliser en local, au niveau du matériel concerné. Pour le réacteur EPR de Flamanville, les délais pris en compte sont respectivement de 30 minutes et d'une heure.

EDF a appliqué les délais à considérer avant la première intervention des opérateurs retenus pour le réacteur EPR de Flamanville aux conditions de fonctionnement de dimensionnement des réacteurs de 1300 MWe. Dans ce cadre, EDF conclut au respect des critères de sûreté pour l'ensemble des études d'accident.

5.3.1.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen

5.3.1.3.1 Position générale

De manière générale, l'ASNR considère satisfaisantes, dans leurs principes, les évolutions des hypothèses d'étude, des outils de calcul scientifique et des méthodes utilisées par EDF pour répondre aux objectifs du réexamen.

L'instruction menée par l'ASNR a révélé des besoins d'amélioration ou de compléments de validation des outils de calcul scientifique qui ne remettent toutefois pas en cause les conclusions des études transmises par EDF dans le cadre de ce réexamen. L'ASNR considère qu'EDF devra transmettre les analyses complémentaires qu'elle s'est engagée à réaliser lors de l'instruction.

5.3.1.3.2 Transitoires de dilution homogène

Une dilution incontrôlée d'acide borique, dont la cause peut être due à une erreur des opérateurs ou à la défaillance d'un équipement, conduit à une diminution incontrôlée de la concentration en bore de l'eau du circuit primaire. Cette baisse de concentration en bore entraîne une insertion de réactivité pouvant, dans certaines conditions, conduire à un risque de perte d'intégrité du combustible. Les conséquences des scénarios de dilution sont étudiées par EDF dans tous les états de fonctionnement du réacteur.

De façon générale, l'ASNR considère que les modifications (boremètre sur la ligne de décharge du système de contrôle chimique et volumétrique du circuit primaire principal (RCV), alarmes), mises en œuvre par EDF pour limiter les conséquences de certains initiateurs de dilution incontrôlée d'acide borique, constituent des améliorations pour la sûreté des réacteurs de 1300 MWe.

Par ailleurs, l'ASNR considère que les études présentées par EDF et les hypothèses retenues (étude avec l'aggravant historique, étude en puissance avec un aggravant sur le système de contournement de la turbine vers l'atmosphère GCT-a, étude avec sur-criticité du cœur à l'instant de l'arrêt automatique du réacteur en état d'arrêt normal) permettent de montrer que la dilution homogène serait détectée et traitée par l'opérateur et ne remettrait pas en cause l'intégrité du combustible.

5.3.1.3.3 Transitoires de refroidissement

Les accidents de refroidissement du réacteur conduisent à un apport incontrôlé de réactivité dans le cœur. Ces transitoires, initiés dans les états d'arrêt du réacteur ou en puissance, peuvent induire un risque de crise d'ébullition ou de fusion du combustible.

Accidents de refroidissement susceptibles de conduire à l'atteinte de la criticité

Le guide de l'ASN n° 22 [58] relatif à la conception des réacteurs à eau sous pression, qui a vocation à être utilisé pour la recherche d'améliorations à apporter aux réacteurs existants à l'occasion de leurs réexamens périodiques, préconise de prévenir, dans les états où la cuve est fermée et le réacteur est à l'arrêt, l'atteinte involontaire de la criticité.

L'ASNR note que certains transitoires de refroidissement en état d'arrêt conduisent à l'atteinte de la criticité du réacteur[51], notamment en phase B, toutefois sans impact sur l'intégrité du combustible. Pour la phase C[52] de l'ensemble des accidents, l'état sûr est atteint (respect des exigences associées aux fonctions fondamentales de sûreté).

5.3.1.3.4 Accident de perte de réfrigérant primaire de taille intermédiaire

L'accident de perte de réfrigérant primaire (APRP) est caractérisé par une brèche provoquant une perte de l'inventaire en eau du circuit primaire. Selon la taille de la brèche, il est classé en condition de fonctionnement de troisième ou quatrième catégorie.

Les études d'accidents décrites dans le rapport de sûreté des réacteurs de 1300 MWe considèrent des « brèches intermédiaires » (APRP-BI) et sont évaluées à l'aide de la méthode CathSBI[53] développée par EDF. Cette méthode statistique permet de prendre en compte les exigences du nouveau référentiel d'étude de l'APRP, considérant en particulier l'évolution des connaissances relatives au comportement du combustible[54].

Prise en compte des suites de l'instruction de la méthode CathSBI

La méthode CathSBI a fait préalablement l'objet d'une instruction [59] à l'issue de laquelle EDF a fourni ou s'est engagée à fournir l'ensemble des éléments de démonstration demandés.

L'examen des éléments transmis permet de conclure positivement sur le respect des critères relatifs au combustible. Les aspects neutroniques, ainsi que les analyses des paramètres statistiques influents des modélisations et des versions de l'outil de calcul scientifique, n'appellent pas de remarque remettant en cause l'utilisation de la méthode. EDF s'est engagée à poursuivre la qualification du modèle de renoyage, qui constitue une des étapes de la démarche de calcul. En effet, le modèle de renoyage ne peut pas être qualifié complètement sur la base des essais actuellement pris en compte.

Comparaison de la méthode déterministe réaliste et de la méthode CathSBI

En 2016, la méthode CathSBI a été utilisée pour la première fois par EDF dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe en remplacement de la méthode déterministe réaliste (MDR). Pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, EDF a réalisé une comparaison de l'utilisation de ces deux méthodes, qui conduisent à des résultats similaires, avec cependant des modélisations différentes qui rend de ce fait délicate leur comparaison. L'ASNR considère que la méthode CathSBI permet une analyse plus précise du comportement du réacteur en situation accidentelle que la MDR. Elle permet

[51] Les conditions de fonctionnement visées sont les ruptures de tuyauterie vapeur dans les différents états d'arrêt ne sollicitant pas l'injection de sécurité. Il s'agit de transitoires de refroidissement de deuxième catégorie dits « brèches d'interfaces de sollicitation de l'injection de sécurité ».

[52] La phase C d'un accident est comprise entre l'instant de la première action manuelle et l'atteinte de l'état sûr.

[53] CathSBI : CATHare statistique brèches intermédiaires, CATHARE étant l'outil de calcul scientifique utilisé pour la simulation de l'accident.

[54] Prise en compte de phénomènes physiques redoutés tels que le contact entre les crayons, l'éclatement des gaines ou la relocalisation de combustible dans les zones ballonnées éclatées.

aussi d'identifier les phénomènes physiques dominants et d'adopter une approche systématique pour la prise en compte des incertitudes.

Synthèse - Accident de perte de réfrigérant primaire

Pour ce qui concerne la phase court terme de l'accident de perte de réfrigérant primaire de petite brèche (APRP BI), les études n'appellent pas de remarque de l'ASNR.

Toutefois, l'utilisation de la méthode CathSBI nécessitera de compléter les paramètres à vérifier dans les calculs de recharge de combustible par la vérification du facteur d'élévation d'enthalpie pour l'accident de perte de réfrigérant primaire. Ce point fait l'objet d'un engagement d'EDF, ce qui est satisfaisant.

Pour ce qui concerne la phase long terme de l'APRP (APRP BI et APRP GB[55]), les études permettent de déterminer les conditions de basculement en injection simultanée en branche chaude et en branche froide du système RIS afin d'assurer les fonctions de sûreté.

Enfin, pour la phase long terme de l'accident d'éjection de grappe (APRP avec une brèche de 4 pouces sur le couvercle de cuve), EDF a vérifié que la concentration en bore dans les puisards reste bien supérieure à la concentration critique, dans la configuration TGI-2[56], ce qui permet d'exclure tout risque de retour en criticité du cœur. L'ASNR note positivement cette démarche de vérification.

5.3.1.3.5 Rupture de tube de générateur de vapeur de quatrième catégorie (RTGV4)

EDF a réalisé une étude pour vérifier le non-débordement du générateur de vapeur affecté, qui montre des marges. L'ASNR considère que ces éléments permettent de ne pas retenir le scénario de RTGV cumulée au blocage en position ouverte d'une soupape de sûreté des lignes vapeur principales (VVP) dans le domaine de dimensionnement des réacteurs de 1300 MWe.

Les calculs des conséquences radiologiques de cet accident sont traités au paragraphe 5.6.2.

5.3.1.3.6 Déformation latérale des assemblages combustibles et fléchissement de leurs crayons

Les assemblages combustibles se déforment latéralement pendant leur irradiation en réacteur. Cette déformation a un impact sur la distribution de puissance neutronique dans les assemblages combustibles, sur le risque de crise d'ébullition qui doit être prévenue pour garantir l'intégrité du combustible et sur la tenue fonctionnelle des grilles des assemblages en situation accidentelle.

EDF a estimé l'amplitude des déformations ainsi que leur effet sur la distribution de puissance. EDF conclut que le crayon de puissance linéique maximale pourrait être situé en bord d'assemblage (crayon périphérique), ce qui n'est pas le cas pour une géométrie sans déformation. EDF prend en compte cette situation pour l'évaluation de l'incertitude appliquée à la puissance linéique du crayon chaud.

Le risque de crise d'ébullition est évalué par une corrélation de flux critique. En géométrie nominale, le crayon portant la valeur de RFTC (marge par rapport au flux critique) minimale est habituellement situé à l'intérieur de l'assemblage. En s'appuyant sur des résultats d'essais dédiés et sur la littérature scientifique, EDF conclut que la corrélation de flux critique utilisée dans les études de dimensionnement pour estimer la marge à la crise d'ébullition reste applicable à la périphérie des assemblages déformés, moyennant l'ajout d'un facteur pénalisant.

Pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs des 900 MWe, l'ASN avait considéré que les éléments utilisés par EDF n'étaient pas suffisants pour justifier cette conclusion. À l'issue de l'instruction, EDF s'était

[55] APRP GB : l'accident de perte de réfrigérant primaire de grosse brèche.

[56] TGI-2 : toutes grappes insérées, moins deux grappes.

engagée à réaliser des essais, dont l'ASN avait encadré la réalisation par la prescription [Étude-B] de la décision [60]. Les résultats du programme de travail d'EDF ont été transmis à l'ASN en décembre 2024. Ils sont en cours d'analyse. Leur périmètre pourrait être étendu aux réacteurs de 1300 MWe.

5.3.1.3.7 Comportement mécanique des assemblages combustibles

L'ASN a demandé à EDF lors de la phase d'orientation du réexamen [7] de prendre en compte l'état prévisible des assemblages combustibles vis-à-vis du respect des critères de sûreté des études du rapport de sûreté.

Conditionnement mécanique des crayons combustibles à la suite d'un fonctionnement prolongé à puissance intermédiaire

Le fonctionnement prolongé à puissance intermédiaire (FPPI[57]) est étudié en raison du risque[58] de rupture de gaine de crayon de combustible par interaction entre la pastille et la gaine (IPG).

EDF a réalisé une étude de sensibilité sur la durée du palier de FPPI qui montre un impact faible sur la déformation circonférentielle uniforme de la gaine en transitoires de deuxième catégorie. Cette étude n'appelle pas de remarque de l'ASNR.

Flambage des grilles des assemblages combustibles

EDF a transmis des justifications sur le comportement mécanique des assemblages combustibles dans le cœur du réacteur dans les situations normales, incidentelles ou accidentelles des études de dimensionnement. Le cas le plus pénalisant, vis-à-vis du flambage[59] des grilles des assemblages combustibles, correspond au cas conventionnel de cumul des effets (en termes de chargement) d'un séisme et d'un APRP de quatrième catégorie, dit accident de référence (ADR) [60].

Pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe et pour les réexamens à venir, compte tenu des difficultés rencontrées pour démontrer l'absence de flambage des grilles des assemblages combustibles, EDF s'était engagée à réaliser des essais permettant une réévaluation du comportement au flambage de grilles d'assemblages combustibles selon un protocole plus représentatif que celui des essais de référence. Ces points ont fait l'objet de la prescription [Étude-D] de l'ASN [60].

Cela a conduit EDF à développer une nouvelle démarche de justification qui modélise le comportement des grilles après le flambage. Cette démarche a été jugée acceptable par l'ASNR [61] qui a toutefois demandé d'étendre la base expérimentale d'essais de flambage de grilles.

Pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, en appliquant cette nouvelle démarche, EDF conclut au respect des exigences de sûreté relatives au maintien de la capacité de refroidissement du cœur et à la maîtrise de la réactivité en présence de grilles d'assemblages déformées. Par ailleurs, EDF poursuit sa démarche expérimentale de mesure de flambage de grilles qui fera l'objet d'une instruction dédiée.

---

[57] Le FPPI correspond à un fonctionnement du réacteur avec une puissance comprise entre 2 % et 92 % de la puissance nominale pour une durée supérieure à 8 heures sur 24 heures glissantes. Ce fonctionnement résulte généralement d'un aléa interrompant la montée en puissance d'un réacteur nucléaire lors du redémarrage.

[58] Ce risque est à considérer dès lors que le contact entre la pastille et la gaine d'un crayon de combustible est établi (jeu fermé). S'il n'y a pas de risque de rupture de gaine en régime permanent, celui-ci apparaît dès lors que le crayon de combustible subit de fortes augmentations de puissance, la gaine étant alors sollicitée en traction.

[59] Le flambage des grilles se traduit par la déformation plastique des plaquettes internes qui s'accompagne de la mise en losange des cellules des grilles.

[60] Il s'agit d'évaluer l'impact de la déformation des assemblages combustibles sur le respect des exigences de sûreté, à savoir la maîtrise de la réactivité (vérification de la chute des grappes) et le maintien d'une capacité suffisante de refroidissement du cœur, dans les conditions d'étude de l'accident de référence (ADR).

5.3.1.3.8 *Transposition des conditions de fonctionnement PCC du réacteur EPR de Flamanville*

L'ASNR considère que la démarche menée par EDF pour transposer aux réacteurs de 1300 MWe les PCC du réacteur EPR de Flamanville est acceptable. Au vu des éléments probabilistes et du risque de complexification de l'installation, c'est également le cas du choix d'EDF de ne pas retenir certains PCC dans le domaine de dimensionnement des réacteurs de 1300 MWe.

5.3.1.3.9 *Transposition des délais avant la première intervention des opérateurs du réacteur EPR de Flamanville*

EDF a évalué l'impact d'une augmentation du délai avant la première intervention des opérateurs en retenant, pour les conditions de fonctionnement de dimensionnement, les délais pris en compte dans les études du réacteur EPR de Flamanville. EDF conclut au respect des critères de sûreté pour l'ensemble des études d'accident. L'ASNR n'a pas de remarque sur l'analyse d'EDF.

5.3.2 Conditions de fonctionnement complémentaires

Le domaine de dimensionnement historique a été complété, au fur et à mesure des réévaluations de sûreté, par un domaine dit « complémentaire » pour lequel la sûreté de l'installation est vérifiée sur la base d'hypothèses réalistes.

5.3.2.1 *Objectifs spécifiques du réexamen*

L'objectif des études du domaine complémentaire est de vérifier que les dispositions dites « complémentaires » mises en œuvre permettent de ramener à un niveau acceptable les conséquences d'événements déclencheurs différents, généralement plus complexes, que ceux pris en compte dans les conditions de fonctionnement de dimensionnement.

5.3.2.2 *Synthèse des études réalisées pour le cœur du réacteur*

Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, EDF a mis à jour la liste des dispositions complémentaires, ainsi que l'ensemble des études des conditions de fonctionnement complémentaires selon une nouvelle démarche dite du « domaine complémentaire rénové », comparable à celle appliquée pour le réacteur EPR de Flamanville.

Cette démarche a évolué par rapport au référentiel précédent, notamment sur les aspects suivants :

- l'utilisation d'hypothèses réalistes, en s'assurant de l'absence d'effet falaise lors des variations des paramètres physiques autour des valeurs retenues ;
- le délai avant la première intervention de l'opérateur, qui est maintenant similaire aux délais conventionnels retenus pour les conditions de fonctionnement de dimensionnement (20 minutes en salle de commande, 25 ou 35 minutes pour les actions réalisées en local). En complément, EDF a également déterminé les délais de réalisation des actions de conduite associés aux conditions de fonctionnement complémentaires, dits « délais adaptés », et les a comparés aux délais conventionnels et aux délais de grâce[61] ;

[61] Le délai de grâce est le délai dans lequel les actions de conduite doivent être réalisées pour respecter les critères de sûreté des études. Pour les études des conditions de fonctionnement complémentaires, EDF retient comme délai de grâce le délai utilisé pour quantifier, dans les études probabilistes de sûreté, la probabilité d'échec d'une action de conduite. Ce délai est déterminé sur la base des études supports aux études probabilistes de sûreté de niveau 1 (EPS de niveau 1). L'EPS de niveau 1 permet d'identifier les séquences menant à la fusion du cœur et d'en quantifier leur fréquence.

- le remontage probabiliste global, qui est désormais porté par l'étude probabiliste de sûreté de référence.

5.3.2.3 *Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen*

L'ASNR souligne l'ampleur du travail, réalisé par EDF, que constitue la reprise de l'ensemble des études du domaine complémentaire. Par ailleurs, l'ASNR considère globalement satisfaisantes les études des conditions de fonctionnement complémentaires, sous réserve des compléments qu'EDF s'est engagée à transmettre.

Pour le délai retenu avant la première intervention des opérateurs, EDF a identifié plusieurs études pour lesquelles le « délai adapté » est supérieur au délai conventionnel. Pour ces études, EDF s'est engagée à intégrer les « délais adaptés » dans le rapport de sûreté, ce qui est satisfaisant. Par ailleurs, pour l'étude de l'accident de perte de réfrigérant primaire (APRP) sans injection de sécurité moyenne pression (ISMP), le « délai adapté » par EDF est très proche du délai de grâce. Des compléments sont donc attendus de la part d'EDF. **Ce point fait l'objet de la demande n° 15 de l'ASNR [22].**

Pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, EDF a proposé d'exclure, sur une base probabiliste, l'initiateur de défaillance de cause commune des tableaux LH de tension 6,6 kV secourue (DCC-LH) de la démonstration de sûreté et par conséquent du domaine complémentaire. Ce sujet a fait l'objet d'une instruction spécifique [62]. L'analyse du retour d'expérience et les dispositions d'exploitation prévues par EDF permettent de conclure au caractère peu vraisemblable de l'initiateur DCC-LH. De plus, EDF a indiqué que les procédures de conduite accidentelle à l'état technique « RP4 1300 » permettent toujours la gestion d'une hypothétique situation de DCC-LH.

Dans ces conditions, l'ASNR considère acceptable de ne plus retenir l'étude de défaillance de cause commune des tableaux LH de tension 6,6 kV secourue (DCC-LH) dans le domaine complémentaire.

En complément, l'ASNR considère que l'initiateur DCC-LH ayant des conséquences potentielles importantes pour la sûreté devra être maintenu par EDF dans les EPS afin de poursuivre le suivi du retour d'expérience d'exploitation des tableaux LH dans le cadre des données de fiabilité.

5.3.3 Études justificatives particulières

5.3.3.1 *Objectifs spécifiques du réexamen*

En complément des études des conditions de fonctionnement de dimensionnement et complémentaires, des études justificatives particulières sont réalisées par EDF afin d'évaluer la robustesse des installations dans certaines situations accidentelles.

Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, l'ASN a demandé à EDF, par courrier en référence [7], d'étudier le risque de dilution inhérente à l'accident de perte de réfrigérant primaire en évaluant les conséquences du passage de bouchons d'eau faiblement borée dans des conditions enveloppes des situations accidentelles susceptibles d'être rencontrées en réacteur, afin de couvrir les méconnaissances actuelles portant sur les situations à considérer[62].

[62] EDF a exploité des essais sur la boucle expérimentale PKL afin d'évaluer en particulier les volumes de bouchon d'eau non borée injectée dans le cœur, le nombre de bouchons envoyés simultanément et la cinétique d'envoi de ces bouchons. La boucle PKL est un dispositif expérimental exploité par Framatome en Allemagne. Elle représente à une échelle réduite en volume et en puissance et à l'échelle 1 en hauteur, le circuit primaire et secondaire d'un réacteur à eau sous pression allemand de type Konvoi.

5.3.3.2 *Synthèse des études réalisées et des modifications prévues*

Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, EDF a réalisé notamment les études justificatives particulières suivantes :

- les études relatives au risque d'interaction entre les pastilles de combustible et les gaines (IPG) pour l'ensemble des recharges prévisionnelles ainsi que pour certains « cycles variables de conception »[63] . Le risque de rupture de gaine par IPG en transitoires de deuxième catégorie n'était pas identifié dans les rapports de sûreté au moment de la conception des réacteurs de 1300 MWe. Ces études contribuent à la définition des spécifications techniques d'exploitation de ces réacteurs pour prévenir le risque d'IPG (voir paragraphe 5.3.1.3.7) ;
- l'étude d'une RTGV, cumulée au blocage en position ouverte d'une soupape de sûreté de ce générateur de vapeur. Ce scénario, qui n'est plus étudié dans le domaine de dimensionnement, figure en tant qu'étude justificative particulière en cohérence avec une demande de l'ASN [45]. Cette étude permet de vérifier l'efficacité de la conduite pour ce scénario, pour ramener le réacteur dans un état sûr caractérisé par l'annulation stable de la fuite ;
- l'accident de brèche primaire correspondant à une rupture guillotine doublement débattue d'une tuyauterie du circuit primaire : cette étude vise à vérifier la robustesse de la refroidissabilité du cœur pour des tailles de brèche supérieures à celles retenues dans les conditions de fonctionnement de dimensionnement ;
- l'accident de brèche primaire vis-à-vis du risque de dilution inhérente : lors d'un transitoire d'accident de perte de réfrigérant primaire, l'arrêt des pompes primaires suivi de l'arrêt de la circulation naturelle (thermosiphon) peut conduire à la formation et à l'accumulation dans certaines parties du circuit primaire de volumes d'eau faiblement borée (dits « bouchons d'eau ») par condensation de la vapeur dans les tubes des générateurs de vapeur. Or les procédures de conduite accidentelle requièrent d'initier, durant le transitoire, un refroidissement par le circuit secondaire pouvant conduire à l'envoi de ces bouchons d'eau non borée vers le cœur du réacteur lors de la reprise de la circulation naturelle dans le circuit primaire, ce qui est susceptible d'induire un risque de retour incontrôlé en puissance.

5.3.3.3 *Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen*

L'ASNR considère satisfaisantes les études portant sur le risque d'interaction pastille-gaine, sur l'accident de RTGV et sur l'accident de brèche primaire retenant une rupture de tuyauterie principale doublement débattue.

Les études de dilution inhérente réalisées par EDF, en retenant des bouchons d'eau de gros volume montrent l'absence de conséquences inacceptables sur l'intégrité du combustible des réacteurs de 1300 MWe.

5.3.4 Synthèse portant sur les études d'accident des réacteurs

EDF a réalisé un important travail de reprise de l'ensemble des études d'accident sans fusion du cœur (études de dimensionnement, études du domaine complémentaire et études dites « justificatives particulières »), en appliquant des référentiels révisés et en intégrant les enseignements des instructions précédentes. Les modifications prévues par EDF dans le cadre du réexamen pour limiter les conséquences de certains événements initiateurs constituent des améliorations pour la sûreté des réacteurs.

À l'issue de l'instruction, EDF s'est engagée à réaliser des compléments nécessaires que l'instruction de l'ASNR a mis en évidence.

[63] Cycles variables de conception : cycles de production qui s'écartent notablement des gestions prévisionnelles.

Les études, les modifications prévues par EDF et le respect des engagements d’EDF et de la demande de l’ASNR, devraient permettre de répondre aux objectifs visés pour ce réexamen.

5.4 RÉÉVALUATION DE LA SÛRETÉ DE LA PISCINE D'ENTREPOSAGE DU COMBUSTIBLE ET DE LA MANUTENTION DU COMBUSTIBLE

Les situations pouvant affecter la sûreté de l'entreposage et de la manutention du combustible peuvent être réparties en trois grandes familles :

- les incidents, accidents ou agressions affectant le refroidissement de l'eau de la piscine d'entreposage du combustible ;
- les incidents, accidents ou agressions affectant l'inventaire en eau de la piscine d'entreposage du combustible ;
- les accidents de manutention des assemblages combustibles.

5.4.1 Objectifs spécifiques du réexamen

Au stade de l'orientation de la phase générique du réexamen, l'ASN a demandé [7] à EDF de démontrer l'atteinte de l'objectif de rendre extrêmement improbable avec un haut degré de confiance le découvrement des assemblages dans la piscine d'entreposage (y compris pour les accidents induits par une agression) et de retenir comme objectif de ramener à terme et de maintenir durablement l'installation dans un état correspondant à une absence d'ébullition de l'eau de la piscine.

Par ailleurs, l'ASN a rappelé [7] que les *« études de réévaluation de la sûreté de ces piscines doivent être conduites au regard des objectifs de sûreté applicables aux nouveaux réacteurs et la possibilité d'étendre la durée du fonctionnement des réacteurs devra être examinée au regard de « l'élimination pratique » du risque de fusion du combustible dans le bâtiment du combustible ».* Ainsi, comme pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, l'ASN a demandé à EDF [7] « *d'évaluer, dans le cadre du quatrième réexamen des réacteurs de 1300 MWe, le comportement de ces réacteurs et de leurs piscines d'entreposage des assemblages combustibles pour les événements et délais opérateurs du référentiel du réacteur EPR, en appliquant les règles des études des conditions de fonctionnement de dimensionnement. En cas de non-respect des critères de sûreté associés au domaine de dimensionnement, […] d'analyser les raisons du dépassement de ces critères, d'identifier les éventuelles dispositions qui pourraient être mises en œuvre pour y remédier et d'examiner leur faisabilité et leur intérêt et, le cas échéant, de prévoir leur mise en œuvre dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe ».*

Par la suite, à l'issue de l'examen des hypothèses d'étude pour le réexamen, dans sa lettre [45], l'ASN a demandé à EDF de prendre en compte le référentiel correspondant à la fin de l'instruction du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, en particulier les prescriptions techniques [RP4-1300-PISC-A], [RP4-1300-PISC-B] et [RP4-1300-PISC-C] de la décision de l'ASN adoptée à la fin de la phase générique [60] et la lettre de suite associée [33].

5.4.2 Synthèse des études réalisées par EDF

EDF a réévalué, au cours de la phase générique du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, la sûreté des piscines d'entreposage du combustible, notamment :

- la prévention et la maîtrise des incidents et accidents affectant les assemblages combustibles entreposés ou manutentionnés ;
- la protection des systèmes de refroidissement de la piscine d'entreposage du combustible contre les agressions d'origine interne (voir paragraphe 5.2) ;
- les risques associés à la manutention des emballages de transport du combustible usé.

Pour mémoire, dans le cadre du troisième réexamen périodique, les accidents de perte de refroidissement de la piscine d'entreposage des assemblages combustibles étaient étudiés dans le domaine complémentaire et les accidents de manutention du combustible dans le domaine de dimensionnement.

Dans le cadre des études du quatrième réexamen périodique, EDF a valorisé des modifications des installations prévues par ce réexamen. Il s'agit notamment :

- de la mise en place d'une redondance de l'isolement automatique de la ligne d'aspiration du système de traitement et de refroidissement de l'eau des piscines (PTR) ;
- du circuit d'alimentation en eau ultime des piscines d'entreposage du combustible (SEG-ND) appartenant au « noyau dur ». Le SEG-ND est alimenté par la nouvelle source d'eau ultime (SEU) ;
- d'un moyen supplémentaire et diversifié du système PTR, dit « PTRbis », constitué de circuits fixes existants et de moyens mobiles, acheminés par la force d'action rapide du nucléaire (FARN). Le système PTRbis permet, en cas de perte du système PTR (due par exemple à une agression extrême, à la perte des sources électriques ou à la perte de la source froide), la reprise du refroidissement de la piscine d'entreposage en circuit fermé.

Pour mémoire, ces modifications font suite aux modifications effectuées lors du troisième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe consistant en l'arrêt automatique des pompes du système de traitement et de réfrigération des piscines d'entreposage du combustible (PTR) et en l'isolement automatique de la ligne d'aspiration PTR lors de l'atteinte d'un niveau « très bas » dans la piscine d'entreposage du combustible.

5.4.2.1 Prévention et maîtrise des incidents et accidents affectant les assemblages combustibles entreposés ou manutentionnés

Pour statuer sur le caractère suffisant de la démonstration de sûreté pour ce qui concerne la prévention et la maîtrise des incidents et accidents affectant les piscines d'entreposage du combustible (piscines BK), EDF a étudié :

- les accidents de perte de refroidissement et de vidange des piscines d'entreposage du combustible transposés des conditions de fonctionnement de référence dites « Plant Condition Categories » (PCC) du réacteur EPR de Flamanville;
- les accidents de perte de refroidissement et de vidange initiés par un séisme ;
- les situations incidentelles ou accidentelles survenant lorsque les piscines d'entreposage du combustible et du bâtiment du réacteur sont en communication (état APR) ;
- les accidents de perte de refroidissement et de vidange des piscines d'entreposage du combustible retenus dans le rapport de sûreté au titre du domaine complémentaire.

Pour ces études, EDF a reconduit les hypothèses et règles d'étude retenues dans les études analogues du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe. En particulier, EDF :

- retient l'occurrence d'un aggravant pour l'étude des situations accidentelles transposées des PCC du réacteur EPR ;
- retient un aggravant, ainsi que le manque de tension externe induit par le séisme, pour l'étude des situations initiées par un séisme ;
- ne retient ni aggravant ni manque de tension électrique externe pour l'étude des situations du domaine complémentaire.

Par ailleurs, l'aggravant est uniquement appliqué sur un équipement actif.

Pour ces études, EDF définit l'état sûr comme un état dans lequel :

- la maîtrise de la réactivité est assurée ;
- le refroidissement des assemblages est assuré. Celui-ci peut être assuré par l'ébullition de l'eau de la piscine et la réalisation d'un appoint en eau qui permet de maintenir un niveau d'eau tel que les assemblages combustibles ne sont pas découverts. En cas d'ébullition, un exutoire du bâtiment du combustible est ouvert afin de diminuer la pression dans le hall du bâtiment.

Situations de vidange initiées du côté du bâtiment du combustible transposées des PCC du réacteur EPR

EDF a étudié les initiateurs suivants, transposés des conditions de fonctionnement de référence PCC du réacteur EPR :

- la rupture guillotine isolable de la ligne d'aspiration PTR ;
- la rupture guillotine isolable de la ligne de refoulement PTR.

La vidange est interrompue par la fermeture automatique d'une vanne sur atteinte d'un niveau « très bas » dans la piscine d'entreposage ou grâce à l'action d'un casse siphon, ce qui permet de prévenir le découvrement d'un assemblage combustible en cours de manutention et des assemblages combustibles entreposés. L'isolement de la fuite conduit à interrompre le refroidissement normal de la piscine et donc à son échauffement jusqu'à ébullition. Le non découvrement des assemblages en cours de manutention ou entreposés est alors assuré par la mise en service manuelle d'un appoint par les systèmes JPI ou SEG qui permet de compenser l'évaporation. À terme, le refroidissement en boucle fermée est retrouvé via la mise en service du système PTRbis.

Situations de vidange pouvant survenir en cas de séisme par la défaillance d'équipements non classés sismiques lorsque les deux piscines sont ou non en communication via le tube de transfert

EDF a identifié trois scénarios de vidange après un séisme, initiés par des ruptures sur :

- la ligne de filtration du côté du bâtiment du réacteur, au refoulement ;
- la ligne de filtration du côté du bâtiment du réacteur, à l'aspiration ;
- la ligne de purification du côté du bâtiment du combustible.

La vidange est interrompue par la fermeture du deuxième organe d'isolement de la ligne affectée (le premier étant supposé défaillant par application de la règle de l'aggravant), ce qui permet de prévenir le découvrement d'un assemblage combustible.

Situations de perte de refroidissement ou de vidange initiées du côté du bâtiment du réacteur, en état d'arrêt pour rechargement (APR), transposées des PCC du réacteur EPR

EDF a mené un programme de travail qui a consisté à :

- identifier, à partir des PCC du réacteur EPR, les principaux initiateurs de perte de refroidissement ou de vidange de la piscine du bâtiment du réacteur ;
- définir une stratégie de conduite spécifique vis-à-vis de ces initiateurs ;
- étudier les transitoires induits par ces initiateurs avec les règles d'étude retenues pour les PCC transposées afin d'identifier les éventuelles modifications qui s'avéreraient nécessaires pour respecter les objectifs de sûreté ;
- peser, sur la base de considérations probabilistes et déterministes (notamment les contraintes d'exploitation), l'intérêt de mettre en œuvre les modifications identifiées à l'étape précédente.

EDF a identifié quatre situations accidentelles enveloppes pour l'état APR :

- la perte des alimentations électriques externes ;
- la rupture guillotine de la ligne de filtration de la piscine du bâtiment du réacteur ;
- la brèche isolable sur le circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA), avec une taille limitée à un pouce ;
- la brèche non isolable sur le circuit primaire avec une taille limitée à un pouce.

La situation de perte des alimentations électriques externes conduit, après application d'un aggravant au démarrage automatique du seul diesel requis dans cet état, à une situation de perte totale du refroidissement des piscines. Les délais disponibles avant découvrement d'un assemblage combustible en cours de manutention étant supérieurs à 24 heures (et de plusieurs jours s'agissant des assemblages combustibles

entreposés), ils permettent la mise en position sûre de l'assemblage en question par les commandes manuelles de secours et, à long terme, la récupération de sources électriques ou de moyens d'appoint.

Concernant la situation de rupture guillotine de la ligne de filtration de la piscine du bâtiment du réacteur, avec application d'un aggravant au premier organe d'isolement, l'arrêt de la vidange est assuré par la fermeture manuelle du deuxième organe d'isolement, dès lors que la brèche est située en aval de celui-ci.

Vis-à-vis des deux dernières situations, EDF a développé une procédure de conduite accidentelle afin d'assurer le refroidissement des assemblages combustibles. EDF a vérifié la robustesse de cette conduite pour des tailles de brèche allant jusqu'à trois pouces pour des conditions réalistes (sans prise en compte d'un aggravant, ni d'un manque de tension électrique externe). EDF s'est par ailleurs engagée à définir des exigences en matière de classement, de maintenance et de disponibilité pour au moins un des matériels nécessaires à la réussite de chaque action. L'application stricte des règles d'études transposées des PCC du réacteur EPR impliquerait toutefois de disposer des deux voies pour réinjecter de l'eau et, de fait, d'ajouter des contraintes d'exploitation importantes, ce qu'EDF juge disproportionné au regard de l'enjeu de sûreté.

Domaine complémentaire

EDF a étudié dans le domaine complémentaire :

- la perte du refroidissement de la piscine d'entreposage du combustible par le système PTR ;
- deux scénarios de vidange de la piscine d'entreposage du combustible : l'un initié du côté du bâtiment du combustible par la rupture de la ligne d'aspiration du système PTR, en aval de la vanne d'isolement, l'autre initié du côté du bâtiment du réacteur par une rupture de la partie isolable du circuit de filtration.

Pour le scénario de perte de refroidissement de la piscine d'entreposage, le non découvrement des assemblages est assuré par la mise en service manuelle d'un appoint à la piscine par le système d'eau incendie (JP), dont le débit est suffisant pour compenser la vaporisation de l'eau de la piscine.

Pour les scénarios de vidange, le non découvrement des assemblages combustibles est assuré du fait de l'automatisme d'isolement des lignes, activé à la suite du franchissement des seuils de niveau bas des piscines, qui permet d'arrêter la vidange, puis par la mise en service manuelle d'un appoint à la piscine.

5.4.2.2 Vérification de la capacité à revenir à un état sans ébullition

EDF a examiné la possibilité de revenir à un état sans ébullition de la piscine d'entreposage du combustible pour les situations relevant du domaine complémentaire et de la transposition des PCC du réacteur EPR et pour les situations faisant suite à une agression d'origine interne (inondation, collision, chute de charge, défaillance d'une vanne ou d'un réservoir à haute énergie, incendie et explosion).

S'agissant des situations résultant d'une vidange ou d'une perte de refroidissement de la piscine d'entreposage du combustible, EDF a démontré qu'un état sans ébullition peut être atteint pour l'ensemble des situations examinées à l'exception de la rupture du tronçon commun PTR/PTRbis. Ceci suppose une phase d'appoint en eau pendant une durée de 72 heures, puis une phase de retour au refroidissement en boucle fermée assuré par le système PTR ou le système PTRbis. Pour la rupture du tronçon commun PTR/PTRbis, EDF prévoit des dispositions spécifiques pour améliorer la prévention de cette situation.

S'agissant des situations faisant suite à une agression d'origine interne, EDF va, soit modifier ses installations pour qu'un retour à un état sans ébullition soit possible, soit mettre en œuvre des dispositions spécifiques préventives.

5.4.2.3 Risques associés à l'évacuation du combustible usé

L'évacuation des assemblages combustibles usés est réalisée en les plaçant dans des emballages de transport dédiés.

Pour les réacteurs de 1300 MWe de type P'4, l'évacuation de l'emballage est réalisée par un chariot de transport, ce qui permet d'exclure le risque de chute d'emballage durant la phase d'évacuation du combustible usé dans le bâtiment du combustible de ces réacteurs.

En revanche, pour les réacteurs de 1300 MWe de type P4, les emballages de transport, d'une masse de l'ordre de 115 tonnes, sont manutentionnés par un pont lourd à une hauteur pouvant atteindre 28 mètres. Cette manutention est réalisée dans une partie spécifique du bâtiment du combustible, distincte de la piscine d'entreposage, qui comprend plusieurs zones : la fosse de chargement et la fosse de préparation.

Les conséquences d'une chute d'emballage peuvent être de plusieurs natures :

- la perte d'intégrité de la piscine d'entreposage par ébranlement des structures et, en conséquence, le dénoyage du combustible entreposé. Afin d'assurer un amortissement de la chute d'un colis et de limiter ces risques, une épaisseur de béton cellulaire est présente au fond des fosses de chargement et de préparation des réacteurs de type P4 ;
- les risques associés à une immobilisation prolongée de l'emballage, sans refroidissement, compte tenu des phénomènes susceptibles de se produire dans l'emballage (risque de criticité, de dispersion de radionucléides, de production d'hydrogène par radiolyse de l'eau présente dans l'emballage, d'échauffement des assemblages combustibles usés et d'oxydation des gaines des crayons de combustible).

Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, EDF a examiné ces deux aspects en réponse à une demande de l'ASN [7].

Chute d'emballage dans la fosse de chargement

Pour l'étude de la tenue des structures dans les fosses de chargement des réacteurs de type P4 en cas de chute d'emballage, EDF a effectué un calcul pseudo-statique sur un modèle du voile situé entre la fosse de chargement et la piscine d'entreposage soumis à une surpression dynamique d'eau. EDF conclut à l'absence de conséquences d'une chute d'un emballage en fosse de chargement sur les éléments structuraux de la piscine d'entreposage du combustible.

Risques associés aux différents phénomènes susceptibles de se produire en cas d'immobilisation prolongée d'un emballage sans refroidissement à la suite de sa chute (réacteurs de type P4) ou non (réacteurs de type P'4)

EDF a étudié les phénomènes se produisant durant la phase de dénoyage. Les résultats montrent que le délai de dénoyage complet de la cavité de l'emballage est d'au moins 60 heures et que la température maximale des gaines atteinte serait de l'ordre de 500 °C.

Concernant les risques d'explosion d'hydrogène dans la cavité du colis liés à la production d'hydrogène, EDF a constaté que la quantité de vapeur produite est au minimum 1000 fois plus importante que la quantité d'hydrogène produite et, dans ces conditions, juge improbable de créer une atmosphère explosive au cours du dénoyage.

EDF considère que ces résultats permettent de démontrer qu'il n'y a pas de risque de dégradation supplémentaire de l'emballage de transport liée à sa perte de refroidissement pendant la phase de dénoyage (avant asséchement de l'emballage).

La stratégie de gestion d'EDF consiste donc à rétablir le refroidissement du colis avant la fin du dénoyage.

EDF a par ailleurs étudié les risques de criticité associés à la chute d'un emballage et justifié le caractère enveloppe des cas étudiés en termes de configurations d'emballage et d'enrichissement des combustibles.

5.4.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen

5.4.3.1 Position générale

L'ASNR souligne le travail réalisé par EDF en termes d'études de sûreté et de définition de dispositions supplémentaires définies au regard des objectifs retenus pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe.

En effet, les accidents de perte de refroidissement et de vidange de la piscine d'entreposage des assemblages combustibles n'avaient pas été étudiés à la conception. Ils ont depuis été partiellement introduits dans la démonstration de sûreté. Par ailleurs, les systèmes de refroidissement des piscines d'entreposage du combustible n'ont pas bénéficié, à leur conception, d'une séparation physique de leurs deux voies de sûreté redondantes. Cette conception peut donc les rendre particulièrement vulnérables aux agressions d'origine interne qui peuvent entraîner des défaillances de cause commune de deux voies redondantes des circuits de refroidissement.

Le quatrième réexamen périodique est l'occasion de mettre en place une approche systématique pour définir les initiateurs incidentels ou accidentels à considérer pour la piscine, les exigences de sûreté à retenir pour les situations incidentelles ou accidentelles ou les agressions, ainsi que les règles d'études pour les étudier.

5.4.3.2 Prévention et maîtrise des incidents et accidents affectant les assemblages combustibles entreposés ou manutentionnés

Dans le cadre de ce réexamen, en réponse à la demande de l'ASN, EDF a étudié des situations accidentelles relatives à la piscine d'entreposage issues des conditions de fonctionnement de référence du réacteur EPR de Flamanville. Dans ce cadre, EDF a reconduit les règles d'étude définies et appliquées dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, notamment le fait de postuler un aggravant.

L'ASNR considère acceptable de ne pas retenir de défaillance passive. Toutefois, l'ASNR considère par ailleurs qu'EDF doit porter une attention toute particulière aux actions d'exploitation et de surveillance permettant d'assurer la fonctionnalité des casse-siphons, implantés sur les lignes de refoulement du circuit de refroidissement de la piscine d'entreposage du combustible et du circuit de filtration de la piscine du bâtiment du réacteur, dans la mesure où leur défaillance est susceptible de conduire à un effet falaise et à des conséquences inacceptables (découvrement puis fusion des assemblages entreposés ou d'un assemblage combustible en cours de manutention) en cas de brèche sur ces lignes.

EDF s'est engagée à intégrer, dans un chapitre dédié du rapport de sûreté, les règles d'étude associées à la démonstration de sûreté de la piscine d'entreposage du combustible ainsi que les situations d'incident et d'accident retenues. Ce chapitre inclura les situations suivantes :

- les situations de perte de refroidissement partielle ou totale de l'eau de la piscine d'entreposage du combustible, en postulant l'occurrence d'un aggravant ;
- les situations de rupture de tuyauterie sur un tronçon isolable connecté à la piscine d'entreposage du combustible, en postulant l'occurrence d'un aggravant ;
- les situations affectant la piscine du bâtiment du combustible et du bâtiment du réacteur pouvant être induites par la défaillance, en cas de séisme induisant un manque de tension électrique externe, d'un équipement non classé sismique, lorsque les deux piscines sont ou non en communication via le tube de transfert, en postulant l'occurrence d'un aggravant.

L'ASNR encadre cet engagement par la prescription [RP4-1300-PISC-B] de sa décision [20].

L'ASNR considère que les modifications qu'EDF a prévues ou s'est engagée à mettre en œuvre dans le cadre du réexamen périodique, permettront d'améliorer notablement la sûreté de l'entreposage et de la manutention des assemblages combustibles et participent à rendre extrêmement improbable le risque de découvrement

des assemblages combustibles dans la piscine d'entreposage. **Ces modifications font l'objet de la prescription [RP4-1300-PISC-A] de la décision de l'ASNR [20].**

EDF a par ailleurs étudié les situations affectant la piscine du bâtiment du réacteur dans l'état d'arrêt pour rechargement (APR). Concernant les situations de vidange initiées du côté du bâtiment du réacteur en état APR, l'ASNR souligne le travail important effectué par EDF. Vis-à-vis de ces situations, l'ASNR considère acceptable que les règles d'études transposées des PCC du réacteur EPR ne soient pas strictement appliquées au regard de l'appréciation portée sur les enjeux de sûreté et des contraintes d'exploitation que cela impliquerait. L'ASNR considère que la mise en œuvre de la nouvelle conduite constitue une amélioration significative du niveau de sûreté des installations.

5.4.3.3 Atteinte d'un état sans ébullition

L'ASNR souligne que l'état sûr proposé par EDF ne peut pas être considéré comme un état durable de l'installation. En effet, avec cet état final, dans un certain nombre de situations étudiées :

- une source d'eau illimitée est nécessaire pour compenser l'ébullition de la piscine sur la durée ;
- l'ambiance en vapeur dans le hall du bâtiment du combustible, en cas d'ébullition durable dans la piscine, rend complexe toute intervention humaine.

En outre, dans ces cas, la nécessité d'ouverture d'un exutoire pour évacuer la vapeur d'eau implique des rejets, faibles mais durables dans l'environnement.

L'instruction a montré qu'un état final avec un refroidissement assuré par un circuit fermé, sans ébullition de la piscine, peut être atteint pour toutes les études qu'EDF va introduire dans le rapport de sûreté lors du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe (études introduites au titre de la transposition des PCC du réacteur EPR et études des situations initiées par un séisme). L'ASNR souligne que retenir dans le rapport de sûreté cet état final pour ces études contribuerait à l'objectif plus général de tendre vers le niveau de sûreté du réacteur EPR de Flamanville.

Lors de l'instruction, EDF a rappelé qu'elle ne souhaite pas modifier l'état sûr de ses études et qu'elle prévoit de mentionner dans le rapport de sûreté que la vérification de la disponibilité de moyens, pour l'atteinte et le maintien de l'état qui se caractérise par une absence d'ébullition de la piscine d'entreposage du combustible et une reprise du refroidissement en boucle fermée, serait traitée au titre de la gestion post-accidentelle, hors règles d'études déterministes, notamment l'aggravant.

EDF a de plus identifié les difficultés suivantes :

- l'impossibilité d'appliquer l'aggravant au PTR bis, qui n'est pas redondé ;
- la complexification des procédures de conduite. EDF s'engage toutefois à étudier les améliorations qui pourraient être apportées à la documentation de conduite permettant de renforcer l'assurance de mise en œuvre de la disposition PTR bis.

Au sujet de l'aggravant, l'ASNR a indiqué, dès le début de l'instruction, que, pour les études justificatives particulières introduites dans le rapport de sûreté en réponse à la prescription [RP4-1300-PISC-B], l'application de la règle de l'aggravant unique pourra être modulée de façon à ne pas imposer une redondance sur la reprise du refroidissement en boucle fermée par le PTRbis, cette dernière intervenant dans une phase tardive de certaines de ces études. De plus, au sujet de la conduite, compte tenu du fait que la disposition PTRBis est mise en œuvre plusieurs jours après le début de l'accident, l'ASNR considère que le degré de détail de la documentation de conduite pourra être adapté aux actions à mener et aux délais associés.

L'ASNR s'est également assurée que la valorisation du PTRBis pour atteindre un état final avec reprise du refroidissement en boucle fermée sans ébullition n'engendrerait pas une complexification supplémentaire pour l'exploitant. En effet, EDF prévoit déjà de valoriser le PTRbis dans la démonstration de sûreté des réacteurs de 1300 MWe, au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du

combustible suivant leur quatrième visite décennale, au titre des « situations noyau dur » (voir paragraphe 5.8). Considérer un état final avec reprise du refroidissement en boucle fermée sans ébullition ne devrait donc pas générer d'élément important pour la protection (EIP) supplémentaire, ni ajouter d'exigences de disponibilité, d'essais périodiques ou de dispositions de maintenance.

Ainsi, l'ASNR considère qu'EDF doit retenir, comme état sûr des études du rapport de sûreté mentionnées à la prescription [RP4-1300-PISC-B], un état qui se caractérise par un refroidissement de la piscine d'entreposage du combustible en boucle fermée, sans ébullition.

Par ailleurs, pour les quelques situations pour lesquelles un refroidissement en boucle fermée par le système PTR ou le système PTRbis ne peut pas être atteint, EDF a prévu de renforcer la prévention des événements qui pourraient en être à l'origine. En particulier, l'ASNR note qu'EDF s'est engagée, en plus d'un renforcement des contrôles visuels externes existants, à étudier l'opportunité de réaliser, à l'occasion de la mise en place de la modification PTRbis, un examen télévisuel interne approfondi du tronçon commun PTR/PTRbis sur un réacteur de type P4 et un réacteur de type P'4.

Compte tenu des enjeux, **l'ASNR encadre ces sujets par la prescription [RP4-1300-PISC-C] de sa décision [20].**

5.4.3.4 Risques associés à l'évacuation du combustible usé

Chute dans la fosse de chargement

Pour les réacteurs de type P4, EDF a réalisé l'étude de la chute d'un emballage dans la fosse de chargement. L'ASNR note qu'EDF a vérifié la résistance structurelle du voile séparant la fosse de chargement et la piscine d'entreposage dans une telle situation, ce qui est satisfaisant.

Risques liés aux phénomènes pouvant se produire dans l'emballage chuté

À l'occasion du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, EDF a évalué les risques associés aux différents phénomènes susceptibles de se produire dans l'emballage à la suite de sa chute.

EDF a produit des études sur le risque de criticité qui ont montré d'importantes marges par rapport au critère d'admissibilité en situation accidentelle. Par ailleurs, EDF a transmis une étude montrant, d'une part un délai important pour le dénoyage complet de l'emballage, d'autre part un échauffement limité des assemblages combustibles usés pendant la phase de dénoyage.

Enfin, EDF a transmis une étude sur le risque d'accumulation d'hydrogène à l'intérieur de l'emballage. L'ASNR note que cette étude permet de justifier l'absence de risque d'explosion d'hydrogène dans la cavité interne de l'emballage.

Compte tenu de ces éléments, l'ASNR considère que la stratégie d'EDF, qui repose sur la reprise du refroidissement avant la fin du dénoyage de l'emballage, est satisfaisante. L'ASNR a noté qu'EDF a prévu des modifications matérielles et organisationnelles qui seront déployées à l'occasion de la phase B du déploiement des modifications du réexamen.

De façon générale, l'ASNR n'a pas de réserve sur les hypothèses et méthodes des études réalisées. L'ASNR note en outre qu'EDF s'est engagée, et ce pour l'ensemble des réacteurs de 1300 MWe, à s'assurer de la robustesse des dispositions mises en place pour prévenir l'occurrence et les conséquences d'une immobilisation prolongée d'un emballage chargé de combustible usé avant sa mise en configuration de transport. Enfin l'ASNR souligne qu'EDF a initié un projet visant à renforcer la sûreté des opérations de réception et d'évacuation du combustible.

5.4.4 Synthèse et prescriptions portant sur la sûreté de la piscine d'entreposage du combustible

À l'issue du déploiement des modifications prévues dans le cadre du quatrième réexamen périodique, la piscine d'entreposage du combustible disposera d'un système de refroidissement complémentaire diversifié (système PTRbis), d'un système d'appoint en eau (système SEG-ND) et d'une source d'eau ultime. Ces moyens, qui appartiennent au « noyau dur », sont de nature à rendre extrêmement improbable le risque de découvrement du combustible et devraient permettre, dans la plupart des situations considérées, d'atteindre un état après accident sans ébullition de la piscine.

De plus, EDF s'est engagée à intégrer dans la démonstration de sûreté les situations accidentelles considérées pour le dimensionnement de la piscine d'entreposage du combustible du réacteur EPR de Flamanville, à l'exception d'un nombre limité de situations.

L'ASNR prescrit à EDF de retenir comme état sûr, pour ces nouvelles situations accidentelles introduites dans le rapport de sûreté, un état qui se caractérise par un refroidissement de la piscine d'entreposage du combustible en boucle fermée, sans ébullition.

De plus, l'ASNR prescrit à EDF de prévoir des dispositions pour améliorer la prévention des situations pour lesquelles un tel état ne peut être atteint avec le système de refroidissement ou le système de refroidissement diversifié de la piscine d'entreposage du combustible, ainsi que des dispositions de gestion post-accidentelle.

EDF a également étudié les situations affectant la piscine du bâtiment du réacteur dans l'état APR et développé une conduite spécifique vis-à-vis des accidents de brèche, ce qui constitue une avancée pour la sûreté.

L'ensemble des modifications prévues constitueront des améliorations majeures de la sûreté de la piscine d'entreposage du combustible. Les résultats des études et les modifications prévues par EDF, complétés par le respect des prescriptions de l'ASNR, devraient permettre de répondre aux objectifs visés pour le réexamen.

*

À l'issue de l'instruction, EDF s'est engagée à réaliser la plupart des compléments nécessaires que l'instruction de l'ASNR a mis en évidence. L'ASNR prescrit [20] la réalisation des améliorations majeures de la sûreté prévues par EDF ainsi que certaines dispositions supplémentaires qu'elle considère comme nécessaires à l'atteinte des objectifs du réexamen.

Système d'appoint et de refroidissement diversifié de la piscine d'entreposage du combustible

[RP4-1300-PISC-A] I.– Au plus tard lors de la quatrième visite décennale, l'exploitant met en œuvre l'ensemble des parties fixes pérennes de l'appoint à la piscine d'entreposage du combustible depuis la source d'eau ultime prévues en réponse aux prescriptions [ECS-16] de l'annexe aux décisions du 26 juin 2012 susvisées et [ECS-ND2] de l'annexe aux décisions du 21 janvier 2014 susvisées, et en assure le suivi en exploitation. À cette échéance, ce système est un élément important pour la protection pour lequel l'exploitant identifie les exigences définies associées.

II.– Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale, l'exploitant met en œuvre le système de refroidissement diversifié de la piscine d'entreposage du combustible prévu en réponse aux prescriptions [ECS-16] de l'annexe aux décisions du 26 juin 2012 susvisées et [ECS-ND2] de l'annexe aux décisions du 21 janvier 2014 susvisées et en assure le suivi en exploitation.

III.– Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale, les moyens permettant d'assurer les fonctions de refroidissement

diversifié de la piscine d'entreposage du combustible et d'appoint en eau ultime à cette piscine font partie du *noyau dur*.

Études des accidents affectant la piscine d'entreposage du combustible

[RP4-1300-PISC-B] Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale, l'exploitant intègre, dans un chapitre dédié du rapport de sûreté, les règles d'étude associées à la démonstration de sûreté de la piscine d'entreposage du combustible ainsi que les situations d'incident et d'accident retenues.

Ce chapitre inclut les situations suivantes :

- les situations de perte de refroidissement partielle ou totale de l'eau de la piscine d'entreposage du combustible, en postulant l'occurrence d'un aggravant ;
- les situations de rupture de tuyauterie sur un tronçon isolable connecté à la piscine d'entreposage du combustible, en postulant l'occurrence d'un aggravant ;
- les situations affectant la piscine du bâtiment du combustible et du bâtiment du réacteur pouvant être induites par la défaillance, en cas de séisme induisant un manque de tension électrique externe, d'un équipement non classé sismique, lorsque les deux piscines sont ou non en communication via le tube de transfert, en postulant l'occurrence d'un aggravant.

À la même échéance, il met en œuvre les éventuelles modifications nécessaires.

[RP4-1300-PISC-C] I.– Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale, l'exploitant retient, comme état sûr des études du rapport de sûreté mentionnées à la prescription [RP4-1300-PISC-B], un état qui se caractérise par une absence d'ébullition de la piscine d'entreposage du combustible et une reprise du refroidissement en boucle fermée.

II.– Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale, l'exploitant définit et met en œuvre les dispositions nécessaires pour améliorer la prévention des situations initiées par une brèche sur le tronçon commun au système de refroidissement et au système de refroidissement diversifié de la piscine d'entreposage du combustible et prévoit les dispositions de gestion post-accidentelle pour atteindre à terme un état sans ébullition dans ces situations.

5.5 RÉÉVALUATION DES ÉTUDES D'ACCIDENT AVEC FUSION DU CŒUR

5.5.1 Réévaluation des moyens de limitation des conséquences des accidents avec fusion du cœur

5.5.1.1 Objectifs spécifiques du réexamen

Les objectifs d'amélioration retenus par EDF dans le domaine des accidents avec fusion du cœur, dits « accidents graves » (AG), concernent le renforcement des moyens de prévention de la fusion du cœur (voir paragraphe 5.3) et le renforcement des moyens de limitation de ses conséquences. Le présent paragraphe traite de la limitation des conséquences d'un accident avec fusion du cœur.

EDF s'est fixée pour objectif [7] de limiter les conséquences radiologiques d'un accident avec fusion du cœur et en particulier de tendre vers des mesures de protection des populations limitées dans l'espace et dans le temps.

EDF a donc étudié de nouvelles dispositions afin de prévenir le risque de rejets importants ou précoces dans l'environnement et a recherché des dispositions permettant de limiter le risque de percement du béton du radier du bâtiment du réacteur par le corium (mélange du combustible fondu et des structures internes métalliques).

De plus, dans le cadre des études réalisées à la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi survenu en 2011, EDF a étudié des améliorations permettant l'évacuation de la puissance résiduelle du cœur sans qu'il soit nécessaire d'ouvrir le dispositif de décompression et de filtration de l'enceinte de confinement du bâtiment du réacteur. Cette absence de décompression permet de limiter les rejets hors de l'enceinte de confinement.

Lors de l'examen des orientations du quatrième réexamen périodique [7], l'ASN a souligné l'importance de ces nouvelles dispositions, qui sont nécessaires pour respecter l'objectif fixé et permettre de tendre vers les objectifs de sûreté du réacteur EPR de Flamanville.

Concernant le risque de percement du radier, dans son courrier en référence [63], l'ASN avait demandé à EDF de « *proposer des critères ne devant pas être dépassés* […] *afin d'éviter tout effet falaise sur les rejets observés.* »

5.5.1.2 Synthèse des études réalisées par EDF et des modifications prévues

EDF a prévu de mettre en œuvre la majorité des nouvelles dispositions relatives à la maîtrise des accidents graves dans le cadre du lot A du déploiement des modifications associées au réexamen des réacteurs de 1300 MWe (voir paragraphe 5.1).

5.5.1.2.1 Référentiel relatif aux études d'accident grave

Les études d'EDF relatives aux accidents graves reposent sur un référentiel révisé à chaque réexamen périodique. Il a notamment pour objet de définir les objectifs et exigences de sûreté qui seront déclinés dans les études d'accident avec fusion du cœur. Le référentiel définit la démarche générale de gestion d'un accident grave, identifie les risques pris en compte, les équipements et systèmes valorisés, ainsi que les exigences de sûreté qui leur sont associées.

Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, EDF a fait évoluer son référentiel de manière cohérente avec celui mis en œuvre pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe.

5.5.1.2.2 Dispositions prévues par EDF pour limiter le risque de percement du radier du bâtiment du réacteur en cas d'accident grave

La stratégie prévue par EDF dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe pour réduire le risque de percement du radier est similaire à celle présentée lors du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe et consiste notamment à stabiliser le corium hors de la cuve de la façon suivante :

1. remplissage préalable en eau des puisards du fond de l'enceinte de confinement par le système d'injection de sécurité (RIS) ou d'aspersion d'eau dans l'enceinte (EAS) voire, en cas de défaillance, par un nouveau système, le dispositif du « noyau dur » d'évacuation de la puissance résiduelle de l'enceinte de confinement (EAS-ND) déployé dans le cadre du réexamen ;
2. étalement à sec du corium dans le puits de cuve puis dans le local d'instrumentation interne du cœur (RIC) adjacent au puits de cuve après ablation d'un bouchon fusible, et dans une zone complémentaire pour certains sites ;
3. stabilisation du corium par injection d'eau en surface du corium, après étalement. L'injection est réalisée passivement par gravité à partir de l'eau présente dans le fond de l'enceinte si le niveau est suffisant ou, de manière active, par injection directe depuis la bâche du système de traitement et de refroidissement de l'eau des piscines (PTR) grâce à la pompe EAS-ND via la cuve percée, puis par recirculation ;
4. évacuation de la puissance résiduelle du corium à l'extérieur de l'enceinte par refroidissement de l'eau par le circuit EAS-ND, à travers son échangeur connecté à la source froide ultime (SFu).

La mise en œuvre de cette stratégie nécessite la réalisation de travaux d'aménagement préalables dans la partie inférieure du bâtiment du réacteur, ainsi que la mise en place de nouveaux circuits (EAS-ND, SFu).

En cas de percement de la cuve du réacteur après la fusion du cœur, le corium chute dans le puits de cuve du bâtiment du réacteur. Le béton se décompose alors sous l'effet de la chaleur transmise par le corium : ce phénomène, appelé « interaction corium-béton » (ICB) pourrait conduire, en l'absence de refroidissement, à la percée du radier.

Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, EDF a retenu pour valeur repère, comme pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, de préserver le radier structurel de l'enceinte en limitant l'érosion admissible du béton par le corium à l'épaisseur du radier des structures internes[64].

L'épaisseur du radier des structures internes et du radier structurel de l'enceinte ainsi que la composition du béton des radiers varient selon les réacteurs :

- l'épaisseur du radier des structures internes est de l'ordre de 55 cm pour tous les réacteurs nucléaires de type P4 et de 60 cm pour ceux de type P'4 ;
- l'épaisseur du radier structurel de l'enceinte est de l'ordre de 3 m pour les réacteurs nucléaires de type P4 et de 2,80 m pour les réacteurs de type P'4, à l'exception des réacteurs de la centrale de Penly (2,50 m) ;
- les bétons des réacteurs de la centrale nucléaire de Penly sont silico-calcaires, ceux des réacteurs de Saint-Alban sont siliceux, ceux des réacteurs de Paluel, Flamanville, Cattenom, Golfech, Belleville et de Nogent-sur-Seine sont très siliceux.

[64] La partie basse des enceintes est composée de deux radiers : le radier des structures internes et le radier structurel de l'enceinte. Le premier, de l'ordre de 60 cm d'épaisseur, assure la répartition des descentes de charges des voiles des structures internes, tandis que le second, plus épais et situé sous le premier, assure la tenue structurelle de l'enceinte.

Étanchéité des locaux d'étalement et détection d'eau dans les zones d'étalement du corium

Afin de garantir l'étalement à sec du corium, condition nécessaire à un étalement complet et homogène de celui-ci, EDF a prévu la mise en œuvre de dispositions pour éviter la présence d'eau dans la zone d'étalement. Ces dispositions permettent en outre de prévenir le risque d'une explosion de vapeur dans le puits de cuve. La présence d'eau dans cette zone pourrait résulter soit de dysfonctionnements lorsque le réacteur est en fonctionnement normal, soit de l'aspersion d'eau dans l'enceinte lors d'un accident. EDF a en particulier prévu :

- des dispositifs d'étanchéité des puits d'accès aux chambres de mesure neutronique (RPN), qui n'empêchent pas la dépressurisation du puits de cuve pour les accidents qui le nécessitent ;
- des modifications pour éviter une remontée de l'eau contenue dans les puisards du système de purges et évents (RPE) vers le puits de cuve et le local RIC ;
- des dispositions permettant d'assurer l'étanchéité de la porte d'accès au puits de cuve et celle du local RIC, ainsi qu'un mur de délimitation pour fermer la zone complémentaire.

Par ailleurs, EDF prévoit d'utiliser des capteurs de niveau existants associés au système de purges et évents pour détecter la présence éventuelle d'eau dans le puits de cuve et le local RIC.

Dispositions prévues pour assurer un étalement complet du corium dans l'ensemble des locaux et pour assurer le renoyage

Le corium doit pouvoir s'écouler hors de la cuve, puis dans le local RIC et le cas échéant dans un local complémentaire, avant d'être renoyé.

C'est pourquoi EDF prévoit la mise en place d'un canal de transfert avec un bouchon fusible, entre le puits de cuve et le local RIC ainsi qu'un « retardateur » en béton autour du dispositif passif de déclenchement du renoyage du puits de cuve afin de permettre un étalement complet du corium avant renoyage. En outre, EDF prévoit d'installer des trappes de renoyage[65] dans les différents locaux (puits de cuve, local RIC, local complémentaire) afin d'assurer le refroidissement du corium.

Limitation de l'ablation des radiers

EDF prévoit d'ajouter une couche de béton silico-calcaire sur l'ensemble des radiers des puits de cuve des réacteurs de 1300 MWe. L'objectif de cette couche est de procurer une réserve d'ablation supplémentaire, permettre l'écoulement du corium vers le local RIC et, pour les radiers très siliceux, réduire l'ablation de ces radiers par l'utilisation d'un béton silico-calcaire qui favorise le refroidissement du corium.

De plus, afin d'atteindre une valeur de hauteur d'ablation inférieure à la valeur repère en s'adaptant aux contraintes industrielles précitées, EDF prévoyait, initialement, d'étendre la zone d'étalement en ayant recours à un local complémentaire pour les sites de Flamanville, Cattenom, Golfech, Nogent et Belleville.

La stabilisation du corium et l'épaisseur de béton ablaté dépendent de l'efficacité des mécanismes physiques de refroidissement du corium sous eau. Cette efficacité varie en fonction de la nature du béton constituant les radiers. EDF distingue ainsi trois familles de bétons : les bétons silico-calcaires, les bétons siliceux et enfin les bétons très siliceux.

[65] Ces trappes consistent en un dispositif d'obturation assurant l'étanchéité entre l'eau accumulée au fond du bâtiment du réacteur et la zone d'étalement. Ce dispositif est maintenu fermé par une chaîne de transmission connectée à une masse, qui, à la suite de la fonte de la chaîne, va tomber, entraîner l'ouverture de la trappe et laisser l'eau s'écouler.

Les calculs d'interaction corium-béton (ICB)[66] sous eau, réalisés par EDF en prenant en compte les dispositions d'étalement du corium, décrites ci-dessus, montrent que le corium est stabilisé pour toutes les familles de béton à des épaisseurs de béton érodées de l'ordre de l'épaisseur du radier des structures internes et à des instants inférieurs à deux jours. Aussi, les dispositions prévues permettent de répondre à l'objectif de préservation du béton du radier structurel de l'enceinte quel que soit le type de béton des radiers.

Enfin, EDF a réalisé des études de sensibilité sur différents paramètres caractéristiques (taux de ferraillage du béton, phénomène d'éjection de corium, phénomène d'imbibition d'eau et coulées tardives) de l'interaction corium-béton qui montrent des dépassements de la valeur repère retenue de 40 cm au maximum pour les sites avec un béton très siliceux. EDF considère que ces dépassements ne sont pas significatifs vis-à-vis de l'épaisseur totale du radier.

5.5.1.2.3 Dispositions prévues par EDF pour l'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte sans mise en œuvre du dispositif de décompression et de filtration

EDF a prévu d'installer le système EAS-ND pour évacuer la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement en cas d'accident grave.

Ce système injecte le contenu de la bâche du système de traitement et refroidissement d'eau des piscines (PTR) dans l'enceinte, puis fait recirculer l'eau, à partir des puisards, en la refroidissant. Le refroidissement est assuré grâce à un échangeur qui est raccordé à la source froide ultime par la Force d'action rapide du nucléaire (FARN) qui dispose d'une pompe mobile et des tuyauteries de raccordement adaptées. EDF retient dans ses études des délais pour le raccordement de l'EAS-ND à la source froide ultime par la force d'action rapide nucléaire (FARN) différents selon le type d'initiateur de l'accident :

- 24 heures dans le cas des situations d'accident grave issues d'un événement interne à l'installation ;
- plus de 48 heures dans le cas des « situations noyau dur » (voir paragraphe 5.8), notamment issues d'une agression extrême d'origine externe.

Les conditions de pression et de température dans l'enceinte dépendent de l'apport en eau borée avant le raccordement de la source froide ultime (SFu) au système EAS-ND ainsi que de la fiabilité à moyen terme de la fonction de refroidissement.

Critères fonctionnels

EDF retient comme critères fonctionnels de l'EAS-ND :

- le maintien de la pression à l'intérieur de l'enceinte de confinement en dessous de la pression de dimensionnement (4,8 bars pour les réacteurs de type P4, 5,2 bars pour ceux de type P'4) ;

[66] Phénoménologie du refroidissement du corium sous eau :
Dans les premiers instants suivant le noyage du corium, la trempe induite permet de solidifier une partie du corium et d'amorcer la formation d'une croûte de corium en surface. Le mécanisme de refroidissement repose sur deux mécanismes observés expérimentalement :
- l'éjection de corium au travers de la croûte par les gaz de décomposition du béton qui permet de solidifier du corium liquide sous forme de débris ;
- l'imbibition d'eau dans la croûte de corium qui permet, selon les conditions (teneur en béton dans le corium, flux convectif du corium vers le haut), de favoriser la croissance de l'épaisseur de la croûte par fissuration et pénétration d'eau et donc d'extraire de l'énergie.

L'éjection de corium par les gaz intervient dans le cas des bétons contenant une fraction importante de dioxyde de carbone (béton silico-calcaire). Pour un béton très siliceux (très peu de dioxyde de carbone), ce phénomène contribue peu au refroidissement. Ce phénomène dépend également de la vitesse d'ablation qui décroît avec le temps.
L'imbibition d'eau dépend peu du type de béton. La vitesse de solidification du corium dépend du flux thermique extrait par l'eau pénétrant dans la croûte perméable. Ce flux décroît fortement lorsque la fraction massique de béton dans la croûte augmente. La valeur du flux n'est pas connue pour les fortes fractions massiques en béton, par manque de données expérimentales.

- le maintien de la température de l'eau des puisards en dessous d'une température permettant le bon fonctionnement des matériels nécessaires pour assurer la recirculation de l'eau présente dans le bâtiment du réacteur (140 °C).

Accident grave découlant d'un événement interne

Le scénario de référence retenu par EDF pour les événements internes est une brèche avec l'échec du passage en recirculation des systèmes de sauvegarde et la mise en service de la pompe EAS-ND couplée à la SFu 24 heures après le début de l'accident grave. EDF conclut que la mise en service du dispositif EAS-ND refroidit par la SFu à partir de 24 heures permet de respecter les critères de pression dans l'enceinte de confinement, pour ne pas avoir à éventer l'enceinte, et de température de l'eau des puisards, pour ne pas obérer le bon fonctionnement du système EAS-ND.

Pour EDF, l'atteinte de l'objectif de refroidissement du corium étalé sur le radier, sans ouverture du dispositif de « décompression et de filtration », nécessite l'injection d'un volume d'eau borée correspondant au volume contenu dans la bâche du système de traitement et de refroidissement de l'eau des piscines (PTR), le fonctionnement de l'EAS-ND en recirculation et la connexion à la source froide ultime.

Accident grave découlant d'une « situation noyau dur »

Le scénario de référence retenu par EDF dans le cas de la survenue d'une agression extrême d'origine externe correspond à la perte totale des sources froides et des sources électriques. Le refroidissement par les générateurs de vapeur, via le système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur du « noyau dur » (ASG-ND), est supposé opérationnel sur une durée de 48 heures, puis perdu au-delà. EDF conclut que les critères, de pression dans l'enceinte et de température de l'eau des puisards, sont respectés pour ce scénario de référence avec mise en service de l'échangeur entre l'EAS-ND et la SFu par la FARN environ 73 heures[67] après l'initiateur.

Par ailleurs, contrairement à la conduite de l'EAS-ND en « situations noyau dur » pour les réacteurs de 900 MWe, il n'est pas prévu, pour les réacteurs de 1300 MWe, de remplir, de manière préventive à l'accident grave, les puisards du bâtiment du réacteur avec l'eau borée contenu dans la bâche du système de traitement et de refroidissement de l'eau des piscines (PTR). L'objectif est de conserver ce volume pour l'injection aux joints des groupes motopompes primaires (GMPP) par la pompe d'injection aux joints des pompes primaires du « noyau dur » (PIJ-ND) en prévention de l'accident grave.

5.5.1.2.4 Dispositions prévues par EDF pour l'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte avec mise en œuvre du dispositif de décompression et de filtration

Le dispositif de décompression et de filtration de l'enceinte de confinement, utilisé dans le cadre de la procédure ultime dite « U5 » et par extension appelé « dispositif U5 », a pour fonction en cas d'accident grave :

- d'éviter la défaillance de l'enceinte de confinement qui pourrait résulter d'une augmentation de sa pression interne au-delà de sa pression de dimensionnement, en ouvrant un évent vers l'atmosphère ;
- de limiter les rejets radioactifs et de limiter les conséquences radiologiques des rejets par une filtration du fluide passant dans la ligne de décompression avant son rejet dans l'environnement.

Le dispositif EAS-ND doit permettre de gérer les situations d'accident grave sans nécessiter une décompression de l'enceinte. Toutefois, en cas de défaillance à terme du dispositif EAS-ND, EDF prévoit

[67] EDF a réalisé des études de sensibilité par rapport au scénario de référence. Par exemple, dans le cas où l'ASG-ND est supposé opérationnel sur une durée de 12 h, puis perdu au-delà, EDF conclut que les critères sont respectés avec une mise en service de l'échangeur SFu/EAS-ND par la FARN 48 h après l'initiateur.

l'ouverture du dispositif U5 associé à un appoint d'eau ultime par une pompe mobile. Cette pompe mobile est mise en œuvre par la FARN et permet d'acheminer de l'eau directement dans l'enceinte de confinement pour compenser la perte d'inventaire en eau à travers l'ouverture du dispositif U5.

Tenue du dispositif U5 au séisme

Le dispositif U5 n'a pas été dimensionné au séisme lors de sa conception. Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, EDF prévoit son renforcement pour assurer sa tenue au séisme majoré de sécurité (SMS), lors de la phase B du déploiement des modifications associées au réexamen.

5.5.1.2.5 Dispositions prévues par EDF pour limiter le risque de combustion d'hydrogène en situation d'accident grave

La stratégie d'EDF pour limiter le risque de combustion d'hydrogène en situation d'accident grave repose, d'une part, sur une limitation de la concentration en gaz inflammables dans l'enceinte de confinement via l'utilisation de recombineurs auto-catalytiques passifs (RAP) et, d'autre part, sur des dispositions de conduite (gestion des appoints en cuve en début d'accident grave et de l'utilisation du système d'aspersion dans l'enceinte).

Les recombineurs auto-catalytiques passifs sont des boîtiers dans lesquels se trouvent des plaques catalytiques qui recombinent l'hydrogène et l'oxygène pour former de la vapeur d'eau.

Tenue à la combustion d'hydrogène des équipements nécessaires en accident grave

À la demande de l'ASN, EDF a engagé en 2006 un programme de travail sur le risque de combustion d'hydrogène. Son objectif était de développer une méthodologie d'étude et de se doter d'outils de calcul scientifique permettant d'évaluer la production, la distribution et la combustion d'hydrogène dans l'enceinte en incluant les phénomènes dynamiques[68].

Pour justifier la tenue de la paroi interne et des équipements nécessaires en accident grave, EDF s'appuie sur des études réalisées sur les réacteurs de 900 MWe et sur les réacteurs de type P'4 à l'état technique « VD3 » utilisant la méthodologie définie par son programme de travail et les codes associés. Dans ce cadre, EDF a vérifié la tenue des soupapes du pressuriseur, du dispositif U5, des lignes d'injection de sécurité à basse pression, des RAP et de la paroi interne, et a généralisé les résultats à l'ensemble des matériels nécessaires en accident grave. Ces études n'ont pas été mises à jour dans le cadre du quatrième réexamen des réacteurs de 1300 MWe.

Nombre de recombineurs autocatalytiques passifs en état d'arrêt

Sur la base de l'évaluation du risque hydrogène dans les différents états d'arrêts du réacteur, EDF prévoit de maintenir opérationnels :

- 100 % des RAP dans le domaine d'exploitation « réacteur en production »
- 90 % des RAP lorsque le réacteur est en « arrêt normal sur générateur de vapeur » (AN/GV) ;
- 60 % des RAP lorsque le réacteur est en « arrêt normal avec le système de refroidissement du réacteur à l'arrêt connecté » (AN/RRA) et « arrêt pour intervention » (API).

La justification du risque hydrogène dans les états d'arrêts repose sur une étude réalisée dans le cadre du troisième réexamen périodique. Cette étude d'EDF montre que, pour certains scénarios en état d'arrêt, les critères d'acceptabilité sur la concentration globale et locale d'hydrogène dans l'enceinte sont dépassés. Pour

[68] Les phénomènes dynamiques correspondent à un risque de concentration en hydrogène local très important qui ne peut pas être compensé à court terme par la recombinaison par les recombineurs autocatalytiques passifs.

autant, EDF estime que ces dépassements ne conduisent pas à un accroissement significatif du risque de combustion d'hydrogène. En effet, selon EDF, ces dépassements sont faibles et de courte durée.

5.5.1.2.6 Dispositions et stratégies prévues de gestion des accidents graves

Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, EDF a présenté les dispositions et les stratégies qui seront mises en œuvre pour réduire la probabilité d'occurrence ou l'intensité des rejets importants précoces ou différés dus aux différents modes de défaillance du confinement.

Stratégie de gestion de la ventilation de l'espace entre les deux parois de l'enceinte (EDE) en accident grave

Le rôle de l'EDE en situation accidentelle est de maintenir l'espace entre les deux parois de l'enceinte en dépression afin de collecter et filtrer (grâce à des pièges à iode) les fuites du bâtiment du réacteur. Ces gaz filtrés sont ensuite rejetés par la cheminée du bâtiment des auxiliaires nucléaires (BAN).

EDF prévoit, dans le cadre du quatrième réexamen périodiques des réacteurs de 1300 MWe, d'augmenter la durée de mission de la ventilation de l'espace entre les deux parois de l'enceinte de 4 et 6 jours, respectivement pour les réacteurs de type P4 et P'4, à un mois. De plus, EDF porte la température de consigne des réchauffeurs des pièges à iode à 83 °C.

Dans sa démonstration de sûreté, EDF valorise les revêtements des parois internes durant les quatre premiers jours des accidents graves (EDF a indiqué, à la fin de l'instruction, ne plus souhaiter valoriser le revêtement à l'intrados, voir paragraphes 4.3.2.2.2 et 4.3.2.3.2) et prend en compte l'effet de l'EAS-ND sur la température et l'humidité relative dans la phase long terme des accidents graves.

Par ailleurs, EDF a prévu de surveiller l'intensité électrique des cellules des réchauffeurs pour détecter un éventuel dysfonctionnement des pièges à iode en réponse à la demande n° 1 du courrier [64] de l'ASN.

Stratégie de gestion des accidents graves en état d'arrêt

EDF retient les mêmes dispositions en état d'arrêt qu'en puissance en justifiant le caractère enveloppe des dispositions prévues pour les situations où le réacteur est en puissance.

Stratégie de gestion des appoints d'eau en cuve en début d'accident grave

La stratégie de gestion des appoints d'eau en cuve lors de l'entrée dans le guide d'intervention en accident grave (GIAG) consiste à les arrêter si leur débit ne permet pas de maintenir le cœur en cuve. En complément, les appoints en eau sont inhibés pour éviter un démarrage intempestif et limiter le risque de perturbation jusqu'à l'étalement à sec du corium.

Stratégie de gestion du renoyage actif du corium

Dans le cadre de la modification visant à mettre en œuvre un étalement du corium dans le puits de cuve, le local RIC et éventuellement un local complémentaire, EDF prévoit un renoyage passif du corium une fois étalé, notamment par l'ouverture passive de trappes de renoyage entre ces locaux et la zone des puisards du bâtiment du réacteur. En cas d'échec du renoyage passif, EDF prévoit la mise en œuvre d'un renoyage actif par l'injection d'eau à travers la cuve. Cette stratégie repose sur la détection de l'étalement complet du corium par un thermocouple qualifié aux « situations noyau dur » situé dans le local RIC et l'information d'un niveau d'eau dans la bâche PTR indiquant que les puisards du bâtiment du réacteur sont insuffisamment remplis. Par ailleurs, EDF prévoit, dans le cas où le corium n'est pas détecté par le thermocouple du local RIC, de définir un critère additionnel de mise en œuvre du renoyage actif.

En outre, EDF prévoit de mettre en œuvre une instrumentation « noyau dur » de mesure du niveau d'eau dans le fond de l'enceinte (zone des puisards) lors de la phase B du déploiement des modifications du réexamen, qui fiabilisera cette stratégie.

Risque de retour en criticité

La stratégie d'EDF concernant le risque de retour en criticité en accident grave repose principalement sur des dispositions de prévention. EDF interdit notamment toute injection en eau avec une concentration en bore inférieure à celle de la bâche du système de traitement et de refroidissement de l'eau des piscines (PTR) lorsque le corium est dans la cuve.

En revanche, lorsque le corium est hors de la cuve, EDF s'autorise à injecter de l'eau non borée, mais uniquement dans les puisards du bâtiment du réacteur permettant un mélange avec l'eau de la bâche PTR. De plus, EDF n'identifie aucun risque de retour en criticité.

Stratégie de gestion du niveau d'eau dans le fond de l'enceinte

EDF a prévu de mettre en place lors de la phase B du déploiement des modifications une instrumentation permettant d'apprécier le niveau d'eau dans le fond de l'enceinte notamment pour assurer la gestion du niveau dans l'enceinte en cas de défaillance de l'EAS-ND.

5.5.1.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen

5.5.1.3.1 Référentiel relatif aux études d'accidents graves

L'ASN a considéré [64] que les évolutions du référentiel d'étude relatif aux accidents graves pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe sont satisfaisantes dans leur principe.

5.5.1.3.2 Limitation du risque de percement du radier du bâtiment du réacteur en cas d'accident grave

De manière générale, l'ASNR considère que les dispositions visant à favoriser un étalement à sec du corium dans le puits de cuve et le local adjacent RIC, puis sa stabilisation sous eau permettent de réduire significativement le risque de rejet radiologique.

Étanchéité des locaux d'étalement et détection d'eau dans les zones d'étalement du corium

Les dispositifs d'étanchéité présentés par EDF visent à permettre un étalement à sec du corium avec un niveau de confiance suffisant. Toutefois, l'ASNR considère que la maîtrise de l'étanchéité dans l'éventuelle zone complémentaire est remise en cause lors de certains scénarios pour lesquels le volume d'eau présent dans le fond du bâtiment du réacteur dépasse la hauteur actuellement prévue par EDF pour le mur de délimitation de la zone. Cette situation pourrait entraîner un noyage de cette zone avant étalement du corium et compromette la stratégie d'étalement à sec.

Ce point fait l'objet de la prescription [RP4-1300-AG-A] de la décision de l'ASNR [20].

En outre, l'ASNR s'interroge, pour certains scénarios d'accident grave, sur le caractère suffisant des dispositions limitant les risques d'arrivée non voulue d'eau ou d'étalement non maîtrisé du corium, notamment en ce qui concerne la hauteur du seuil de protection du couloir du puits de cuve, la conception de la porte d'accès à la zone complémentaire et, pour les réacteurs de type P4, la conception du seuil de protection de la porte d'accès au local RIC. Néanmoins, l'ASNR note que les conditions d'intervention requises en exploitation dans le local RIC et le puits de cuve sont contraignantes et convient que les améliorations techniques retenues devront être compatibles avec ces conditions.

Ce point fait l'objet de la prescription [RP4-1300-AG-A] de la décision de l'ASNR [20].

L'ASNR considère que la mise en place d'une détection d'eau dans le puits de cuve des réacteurs, ainsi que dans le local RIC des réacteurs de 1300 MWe, reposant sur des capteurs existants, est satisfaisante.

Dispositions prévues pour assurer un étalement complet du corium dans l'ensemble des locaux et pour assurer le renoyage

EDF dimensionne le bouchon fusible sur la base d'un arbitrage entre différentes contraintes, notamment celle de couvrir la majorité des scénarios de coulée du corium avant renoyage et l'objectif de limiter l'ablation du radier du puits de cuve. De plus, l'utilisation de retardateurs et de protections thermiques sur les câbles fusibles déclenchant l'ouverture des trappes de renoyage vise à assurer un étalement complet et homogène du corium avant son renoyage.

Cette stratégie permet d'avoir une raisonnable confiance quant à l'étalement du corium pour limiter l'ablation du radier et optimiser son refroidissement.

Limitation de l'ablation des radiers

L'ASNR considère que l'ajout d'une couche sur le radier du puits de cuve par un béton silico-calcaire constitue une solution acceptable pour en limiter l'ablation.

Compte tenu des enjeux associés à cet épaississement, ce point fait l'objet de la prescription [RP4-1300-AG-A] de la décision de l'ASNR [20].

Par ailleurs, l'ASNR considère que la valeur repère proposée par EDF, consistant à limiter l'ablation du radier des structures internes, est acceptable dans son principe. Toutefois, les simulations d'interaction entre le corium et le béton (ICB) réalisées par l'IRSN donnent des résultats sensiblement différents de ceux d'EDF en ce qui concerne l'épaisseur de béton érodée dans le cas des bétons très siliceux. Ainsi, pour les réacteurs de 1300 MWe avec un radier au béton très siliceux, les simulations, conservatives de l'IRSN montrent que le corium ne serait stabilisé qu'après 1 à 5 jours et à une épaisseur ablatée de 0,8 à 1,5 m, ce qui, pour certains réacteurs, ne permet pas de respecter la valeur repère retenue par EDF.

L'ASNR note que les récents programmes de recherche et développement internationaux ainsi que les échanges techniques qui ont suivi ont permis à EDF et l'IRSN de rapprocher leurs points de vue sur la modélisation du phénomène d'imbibition d'eau. Toutefois, d'autres paramètres caractéristiques relatifs à l'ablation ne font toujours pas l'objet d'un consensus.

C'est pourquoi, l'ASNR estime que les résultats de l'IRSN conduisent à questionner le caractère suffisant des dispositions prévues de limitation de percée des radiers très siliceux des réacteurs de 1300 MWe. Les paramètres caractéristiques ont par contre un impact limité sur le résultat des études pour les bétons siliceux et silico-calcaire (respectivement Saint-Alban et Penly) et l'ASNR considère donc que les dispositions de limitation de percée du radier retenues pour les sites concernés sont satisfaisantes.

En fin d'instruction, EDF a indiqué qu'elle cherchera à éviter autant que possible l'utilisation d'une zone complémentaire et qu'elle optimisera la hauteur de la couche de béton ajoutée afin que le béton structurel de l'enceinte ne soit pas ablaté selon ses calculs (respect de la valeur repère).

L'ASNR considère que l'utilisation d'un local supplémentaire pour augmenter la surface d'étalement est favorable à la limitation du risque de percée du radier. Toutefois, cette solution génère des situations d'étalement du corium séquentielles qui pourraient s'écarter des scénarios accidentels tels qu'envisagés. L'ASNR partage donc l'objectif d'EDF d'éviter autant que possible l'utilisation d'un local supplémentaire.

En outre, EDF s'est engagée, à réaliser une campagne d'enquêtes *in situ* pour l'ensemble des réacteurs de 1300 MWe afin de déterminer les possibilités réelles de mise en œuvre d'un épaississement dans les locaux d'étalement et optimiser les hauteurs prévues. Les premiers résultats de cette campagne montrent, pour les réacteurs concernés, qu'un épaississement plus important des radiers du puits de cuve et du local RIC est réalisable. EDF envisage, à ce titre, d'épaissir davantage ces radiers et d'abandonner l'utilisation d'une zone complémentaire, ce qui est positif.

D'une manière générale et à l'instar de sa position exprimée sur les radiers très siliceux des réacteurs de 900 MWe, l'ASNR considère que la solution qui sera définie site par site doit viser à optimiser la conception des solutions retenues au regard de la configuration réelle de chaque réacteur en vue de limiter autant que possible l'ablation du radier existant.

Ce point fait l'objet de la prescription [RP4-1300-AG-A] de la décision de l'ASNR [20].

5.5.1.3.3 Évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte sans mise en œuvre du dispositif de décompression et de filtration

L'ASNR considère que la mise en œuvre de l'EAS-ND constitue une amélioration de sûreté significative vis-à-vis de la maîtrise du risque de fusion du cœur.

Compte tenu des enjeux, ce point fait l'objet de la prescription [RP4-1300-AG-B] de la décision de l'ASNR [20].

Critères fonctionnels

La disposition EAS-ND utilise des portions existantes des circuits RIS et EAS qui n'ont pas été qualifiées aux conditions d'un accident grave, notamment celles liées au fonctionnement en recirculation avec de l'eau à 140 °C. EDF s'est engagée à transmettre un bilan de la tenue en température de la disposition EAS-ND, incluant les lignes RIS et EAS existantes, en phase de recirculation, ce que l'ASNR considère satisfaisant.

Accident grave découlant d'un événement interne

Les évaluations d'EDF montrent l'efficacité de l'EAS-ND, à la suite de la mise en service de la source froide ultime 24 heures après l'initiateur, pour respecter les critères de dimensionnement de l'enceinte et de température de l'eau des puisards. L'ASNR considère que ces évaluations sont satisfaisantes.

EDF a démontré que l'efficacité de l'EAS-ND ne nécessite pas de prévoir un appoint en eau borée complémentaire à celui de la bâche PTR. EDF a quand même établi la liste des appoints disponibles, évalué les gains temporels associés à leur mise en œuvre et mis à disposition des équipes de crise une analyse paramétrique. Ces dispositions sont satisfaisantes. Elles participent à la robustesse de la stratégie de gestion de l'accident grave.

L'ASNR constate que la conduite consistant à mettre en service l'EAS-ND en recirculation de manière anticipée par rapport à la connexion de la SFu a été abandonnée pour les réacteurs de 900 MWe du fait de son impact sur la température de l'eau des puisards. Pour les réacteurs de 1300 MWe, EDF se laisse la possibilité de mettre en service l'EAS-ND en recirculation avant la mise en œuvre de la SFu. Ce point devra être clarifié dans le GIAG.

Accident grave découlant d'une « situation noyau dur »

L'ASNR note que les dispositions EAS-ND et ASG-ND ne pourront être valorisées, pour limiter les conséquences d'un accident grave induit par une agression extrême d'origine externe sur les réacteurs de 1300 MWe, qu'après le déploiement de l'ensemble des protections contre les agressions extrêmes de ces dispositions (voir paragraphe 5.8), prévu par EDF lors de la phase B du déploiement des modifications associées au réexamen.

Par ailleurs, contrairement à la conduite « noyau dur » pour les réacteurs de 900 MWe, EDF ne prévoit pas en « situations noyau dur » de remplir préalablement les puisards en prévision du renoyage passif du corium. Ce point devra être clarifié dans le GIAG.

5.5.1.3.4 *Dispositions prévues par EDF pour l'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte avec mise en œuvre du dispositif de décompression et de filtration*

La durée de mission d'un an de la disposition EAS-ND est difficile à garantir, du fait du risque de défaillance de la pompe EAS-ND et du caractère non réparable et non substituable de la pompe et de l'échangeur. De ce fait, l'ASNR considère que, même si des moyens de secours alternatifs pourraient être déployés, le recours au dispositif de décompression et de filtration U5 pour pallier une défaillance de l'EAS-ND doit toujours être pris en compte dans la démonstration de sûreté.

L'ASNR note positivement l'étude par EDF du scénario de défaillance de l'EAS-ND à 15 jours. EDF conclut dans ce cadre que, pour un accident grave découlant d'un événement interne, l'ouverture du dispositif de décompression et de filtration U5 et la mise en œuvre d'une pompe d'appoint mobile permettent de maintenir la pression dans l'enceinte de confinement en deçà de sa pression de dimensionnement. Ces conclusions sont satisfaisantes.

Tenue du dispositif U5 au séisme

EDF prévoit de renforcer le dispositif U5 lors de la phase B du déploiement des modifications associées au réexamen, pour lui permettre d'assurer ses fonctions en cas de séisme majoré de sécurité (SMS), ce que l'ASNR considère satisfaisant.

Compte tenu des enjeux, ce point fait l'objet de la prescription [RP4-1300-AG-C] de la décision de l'ASNR [20].

5.5.1.3.5 *Dispositions prévues par EDF pour limiter le risque de combustion d'hydrogène en situation d'accident grave*

Tenue à la combustion d'hydrogène des équipements nécessaires en accident grave

L'ASNR note que la méthodologie d'EDF permet d'identifier les phénomènes dynamiques locaux dus à l'hydrogène. Cette méthodologie fera l'objet d'échanges complémentaires sur les paramètres caractéristiques des phénomènes de combustion hydrogène pour pouvoir conclure quant à la tenue à la combustion d'hydrogène des équipements nécessaires en accident grave.

Nombre de recombineurs autocatalytiques passifs (RAP) en état d'arrêt

Les échanges susmentionnés permettront aussi de confirmer le nombre de RAP nécessaires en état d'arrêt. À ce titre, EDF s'est engagée à réaliser une nouvelle étude de distribution d'hydrogène pour couvrir les domaines AN/RRA et API. L'ASNR considère cet engagement satisfaisant.

5.5.1.3.6 *Dispositions et stratégies prévues par EDF de gestion des accidents graves*

Stratégie de gestion de la ventilation de l'espace entre les deux parois de l'enceinte (EDE) en accident grave

L'ASNR note positivement l'augmentation de la durée de mission de la ventilation de l'espace entre les deux parois de l'enceinte (EDE) ainsi que l'augmentation de la température de consigne des réchauffeurs. Toutefois, les simulations de l'IRSN montrent que certains phénomènes (augmentation de l'humidité relative et perte de température en entrée des pièges à iodes) ont un impact important sur l'efficacité des pièges à iode de l'EDE. L'ASNR note que ces phénomènes ne sont pas surveillés et qu'EDF doit en tenir compte. Ce point devra être clarifié dans le GIAG.

Stratégie de gestion des accidents graves en état d'arrêt

L'ASNR note qu'EDF retient les mêmes dispositions en état d'arrêt qu'en puissance en justifiant le caractère enveloppe des dispositions prévues pour les situations où le réacteur est en puissance, ce qui est satisfaisant.

Ces conclusions ne s'appliquent pas pour les états d'arrêts avec le tampon d'accès des matériels (TAM) ouvert. À cet égard, les études probabilistes de sûreté de niveau 2 ont montré que les séquences accidentelles avec le TAM ouvert ont une fréquence d'occurrence de $5{,}5.10^{-8}$ par année par réacteur et correspondent à 2 % des situations d'accident grave. Toutefois, elles représentent 82 % du risque global évalué en combinant les probabilités des différentes séquences à leurs conséquences radiologiques.

L'ASNR considère donc nécessaire qu'EDF poursuive ses recherches au-delà du quatrième réexamen périodique, pour améliorer la prévention d'un accident grave lorsque le TAM est ouvert ou pour en limiter ses conséquences.

Stratégie de gestion des appoints d'eau en cuve en début d'accident grave

EDF prévoit de maintenir certains appoints d'eau en cuve lors de l'entrée en accident grave, à l'instar de la conduite prévue pour les réacteurs de 900 MWe. Toutefois, le maintien d'un appoint d'eau en cuve génère différents risques (hydrogène, DCH[69] et perturbation de phase d'étalement à sec du corium).

EDF s'est engagée à faire mention dans son GIAG que les systèmes d'appoint d'eau, dont le débit est trop faible pour maintenir le refroidissement du combustible en cuve, doivent être arrêtés, ce qui est satisfaisant.

Stratégie de gestion du renoyage actif du corium

La stratégie mise en œuvre d'un renoyage actif en cas d'échec du renoyage passif sur la base du thermocouple du local RIC et de la mesure du niveau de la bâche PTR est satisfaisante. L'instrumentation « noyau dur » du niveau d'eau dans le fond de l'enceinte (zone des puisards), qu'EDF prévoit de mettre en œuvre lors de la phase B du déploiement des modifications du réexamen, permettra de fiabiliser cette stratégie.

En outre, la stratégie prévue en cas d'absence de détection du corium par le thermocouple dans le local RIC, fondée sur un critère temporel, est acceptable dans son principe. Néanmoins, l'ASNR constate que le délai devra être clarifié dans le GIAG.

Risque de retour en criticité

L'ASNR note que le retour en criticité du corium est prévenu, ce qui est satisfaisant.

Stratégie de gestion du niveau d'eau dans le fond de l'enceinte

La mise en œuvre de l'instrumentation permettant d'apprécier le niveau d'eau dans le fond de l'enceinte, notamment pour assurer la gestion du niveau d'eau dans l'enceinte en cas de défaillance de l'EAS-ND, est satisfaisante.

Mise en œuvre des actions de conduite en accident grave

En parallèle de l'instruction des études d'accident grave, l'ASN a réalisé en 2023 une campagne d'inspections portant sur la thématique des accidents graves. Elle visait, d'une part à contrôler la maîtrise du référentiel relatif à l'accident grave par les différentes centrales nucléaires ainsi que l'état des matériels susceptibles d'être sollicités en cas d'accident grave, et d'autre part à apprécier l'aptitude des intervenants d'EDF à appliquer les actions de conduite mettant en œuvre ces matériels.

Les inspecteurs ont noté, en particulier au cours de mises en situation, que les intervenants se sont régulièrement trouvés dans l'impossibilité de réaliser certaines actions de conduite prévues en cas d'accident grave dans des fiches d'action. Certaines de ces actions doivent pourtant être réalisées rapidement afin de prévenir un effet falaise sur les conséquences d'un accident grave. Une partie notable de ces constats résulte d'un référentiel opérationnel dont la déclinaison locale n'est pas applicable ou encore d'un manque de

[69] DCH : Échauffement direct de l'enceinte de confinement par des fragments de corium éjectés de la cuve à haute pression.

formation des différents intervenants. Les conclusions de cette campagne ont fait l'objet du courrier [65]. En réponse à ce courrier, EDF a mis en place un plan d'action consistant en une vérification nationale et locale de l'opérabilité des actions à réaliser en accident grave, un renforcement de la formation associée et la mise en place d'un contrôle plus rigoureux de l'intégration du référentiel relatif aux accidents graves sur les sites. L'ASNR considère ces actions satisfaisantes dans leur principe.

5.5.2 Gestion des eaux contaminées

5.5.2.1 Objectifs spécifiques du réexamen

À la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, l'ASN a prescrit à EDF [5] de transmettre « *avant le 31 décembre 2012, […] une étude de faisabilité en vue de la mise en place, ou de la rénovation, de dispositifs techniques, de type enceinte géotechnique*[70] *ou d'effet équivalent, visant à s'opposer au transfert de contamination radioactive vers les eaux souterraines et superficielles en cas d'accident grave ayant conduit à la percée de la cuve par le corium* ». EDF a transmis son étude le 20 décembre 2012.

Dans un courrier du 29 juin 2016 [66], l'ASN a précisé à EDF les éléments complémentaires attendus à la suite de l'instruction des éléments transmis en décembre 2012. En particulier, l'ASN a demandé :

- une première évaluation, sommaire mais distinguant chaque site, des conséquences du percement du radier à la suite d'un accident grave, en l'absence de dispositif spécifique visant à limiter la contamination ;
- de poursuivre les réflexions engagées sur les dispositifs de confinement dynamique des eaux contaminées en transmettant à l'ASN des études de faisabilité plus détaillées que celles déjà transmises, tenant compte des spécificités de chaque site et proposant un calendrier de déploiement des modifications étudiées.

L'ASN a souligné que de tels dispositifs pourraient aussi permettre de gérer les situations provoquées par des écoulements de fluide radioactif en dehors du bâtiment du réacteur, lors d'un accident grave, par d'autres chemins de fuite qu'un percement du radier de ce bâtiment. En réponse, EDF a transmis des éléments complémentaires qui ont fait l'objet d'une instruction lors de la phase générique du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe.

5.5.2.2 Synthèse des études réalisées

À l'issue de l'instruction de la phase générique du quatrième réexamen des réacteurs de 900 MWe, EDF s'est engagée à mettre en œuvre des moyens pour réduire le risque de contamination des eaux du milieu après un accident ayant conduit à la fusion du cœur, selon une approche par lignes de défense successives.

Dans le cadre de la phase générique du quatrième réexamen des réacteurs de 1300 MWe, EDF s'est engagée à mettre en œuvre une démarche similaire pour les réacteurs de 1300 MWe. Il s'agit de :

- limiter le risque de fuites d'eau contaminée en dehors du bâtiment du réacteur. Cette ligne de défense repose sur les dispositions prévues pour limiter le risque de percement du radier du bâtiment du réacteur mentionnées dans le paragraphe 5.5.1, ainsi que sur les règles de conception

[70] Le principe des enceintes géotechniques consiste à pomper l'eau présente dans la zone polluée, afin d'abaisser dans cette zone le niveau de la nappe phréatique (d'un mètre environ). Cet abaissement du niveau d'eau force les écoulements d'eau à se diriger de la nappe phréatique « extérieure » vers la zone polluée, empêchant ainsi la pollution de s'étendre. Afin de limiter les quantités d'eau à pomper puis à traiter, il est en général nécessaire de mettre en place dans le sol, entre la zone polluée et l'environnement, une paroi appelée « enceinte géotechnique », suffisamment étanche et d'une profondeur allant jusqu'à une couche de sol relativement imperméable. Enfin, l'eau pompée doit être stockée puis traitée, avant de pouvoir, le cas échéant, être rejetée, après contrôle, dans l'environnement.

du système EAS-ND permettant de limiter le risque de fuites dans le bâtiment des auxiliaires de sauvegarde ;

- limiter le risque de fuites vers le sol en cas de fuite d'eau fortement contaminée dans le bâtiment des auxiliaires de sauvegarde. Cette ligne de défense repose sur une collecte au plus près des fuites au niveau des garnitures mécaniques du groupe motopompe EAS-ND, ainsi que sur une collecte de l'ensemble des effluents atteignant les puisards du bâtiment des auxiliaires de sauvegarde, puis sur la réinjection des effluents collectés dans ces puisards dans le bâtiment du réacteur. Pour cela, EDF s'appuie sur la disposition de réinjection déjà mise en place lors du troisième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe ;
- limiter l'ampleur et la durée de la contamination des eaux dans le milieu en cas de fuite d'eau contaminée en dehors des bâtiments. Cette ligne de défense s'appuiera sur des moyens de réduction de la contamination de l'eau présente dans le bâtiment du réacteur et pourra être complétée, en fonction des sites, par des dispositifs permettant de limiter la migration des éléments radioactifs, par le sol et les eaux souterraines, vers le milieu. EDF indique que ces derniers dispositifs seront précisés, le cas échéant, dans les rapports de conclusion de réexamen de chaque réacteur.

5.5.2.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen

L'ASNR souligne le caractère ambitieux des engagements d'EDF. **Compte tenu des enjeux, l'ASNR les encadre par la prescription [RP4-1300-AG-D] de sa décision [20].**

5.5.3 Synthèse et prescriptions portant sur les études d'accident avec fusion du cœur

L'objectif d'amélioration retenu pour le domaine des accidents avec fusion du cœur concerne la limitation des conséquences des accidents.

Pour répondre à cet objectif, EDF a défini des améliorations afin :

- d'évacuer la puissance résiduelle sans qu'il soit nécessaire d'ouvrir le dispositif de décompression et de filtration de l'enceinte de confinement du bâtiment du réacteur. Cette absence de décompression permet de limiter les rejets hors de l'enceinte de confinement ;
- de limiter le risque de percement du béton du radier du bâtiment du réacteur par le corium.

Par ailleurs, EDF prévoit des dispositions de gestion des eaux contaminées.

L'ASNR souligne le travail très important réalisé par EDF concernant la limitation des conséquences des accidents avec fusion du cœur et l'ampleur du programme de modifications associé. Ce programme, complété par le respect des prescriptions de l'ASNR, permettra des avancées majeures en matière de sûreté et devrait permettre de répondre aux objectifs visés pour le réexamen.

*

À l'issue de l'instruction, EDF s'est engagée à apporter les compléments nécessaires que l'instruction de l'ASNR a mis en évidence. L'ASNR prescrit [20] la réalisation des améliorations notables de la sûreté prévues par EDF ainsi que certaines dispositions supplémentaires qu'elle considère comme nécessaires à l'atteinte des objectifs du réexamen.

Dispositif de stabilisation du corium

[RP4-1300-AG-A] I.– Au plus tard lors de la quatrième visite décennale, l'exploitant met en œuvre les dispositions techniques de maintien à sec des locaux dans lesquels le corium est susceptible de s'étaler, celles permettant cet étalement et celles assurant le renoyage passif par de l'eau, prévues en réponse à la prescription [ECS-ND16] de l'annexe aux décisions du 21 janvier 2014 susvisées, visant à éviter le percement du radier en cas de fusion partielle ou totale du cœur. Dans ce cadre :

1. Pour les réacteurs nécessitant l'étalement du corium dans une zone complémentaire, l'exploitant dimensionne les dispositifs de délimitation de cette zone en tenant compte des quantités d'eau susceptibles d'être présentes en partie basse du bâtiment du réacteur en situation accidentelle ;
2. L'exploitant recherche les améliorations techniques possibles en ce qui concerne les portes et les murets participant à la délimitation de la zone d'étalement afin de limiter les risques d'arrivée non voulue d'eau ou d'étalement non maîtrisé du corium.

II.– Au plus tard lors de la quatrième visite décennale, l'exploitant épaissit le radier du puits de cuve. Dans ce cadre, il optimise la conception des solutions retenues au regard de la configuration réelle de chaque réacteur et des contraintes de chantier en vue de limiter autant que possible l'ablation du radier existant.

Évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement sans mise en œuvre du dispositif de décompression et de filtration

[RP4-1300-AG-B] Au plus tard lors de la quatrième visite décennale, l'exploitant met en œuvre le dispositif du noyau dur d'évacuation de la puissance résiduelle de l'enceinte de confinement (EAS-ND) et dispose de la source froide ultime (SFu), prévus en réponse au troisième alinéa du III de la prescription [ECS-ND1] de l'annexe aux décisions du 21 janvier 2014 susvisées, permettant l'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement sans ouverture du dispositif de décompression et de filtration.

Évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement avec mise en œuvre du dispositif de décompression et de filtration

[RP4-1300-AG-C] Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale, l'exploitant renforce le dispositif de décompression et de filtration de l'enceinte de confinement afin qu'il reste opérationnel après un séisme majoré de sécurité (SMS).

Gestion des eaux contaminées

[RP4-1300-AG-D] I.– Au plus tard lors de la quatrième visite décennale, afin de réduire le risque de contamination des eaux souterraines après un accident ayant conduit à la fusion du cœur, l'exploitant met en œuvre les moyens permettant de limiter les fuites d'eau contaminée en dehors du bâtiment du réacteur et du bâtiment des auxiliaires de sauvegarde.

II.– Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale, l'exploitant dispose des moyens nécessaires pour réduire la contamination de l'eau présente dans le bâtiment du réacteur après un accident ayant conduit à la fusion du cœur et s'assure de leur caractère opérationnel sur site.

III.– Au plus tard deux ans après la remise du rapport de conclusion du réexamen de chaque réacteur, afin de limiter l'ampleur et la durée de la contamination des eaux dans le milieu en cas de fuite d'eau contaminée en dehors des bâtiments après un accident ayant conduit à la fusion du cœur, l'exploitant définit, au regard des enjeux pour la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593 1 du code de l'environnement, les éventuelles dispositions à mettre en œuvre afin de limiter la dissémination de substances radioactives, par le sol et les eaux souterraines, en dehors du site et le calendrier associé.

5.6 RÉÉVALUATION DES CONSÉQUENCES RADIOLOGIQUES DES ACCIDENTS

5.6.1 Méthode d'évaluation des conséquences radiologiques des accidents

Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, EDF a utilisé la méthode PASTA[71] pour réévaluer les conséquences radiologiques des accidents. Cette méthode est fondée sur une approche statistique basée sur la prise en compte d'un fractile des conditions météorologiques observées localement pendant une période de cinq ans. Elle définit des valeurs de dose grâce à des résultats pré-calculés (résultats de dispersion atmosphérique et de conséquences radiologiques).

Sous réserve de quelques compléments, et notamment de disposer d'un retour d'expérience de son utilisation, l'ASNR a jugé satisfaisante [67] cette nouvelle méthodologie de calcul des conséquences radiologiques.

5.6.2 Évaluation des conséquences radiologiques des accidents sans fusion du cœur

5.6.2.1 Objectifs spécifiques du réexamen

EDF a indiqué dans son dossier d'orientation du réexamen que la démarche qu'elle s'est fixée a notamment pour objectif de tendre vers l'absence de nécessité de mise en œuvre de mesures de protection de la population (absence de besoin de mise à l'abri, d'évacuation des populations et d'administration d'iode stable) pour l'ensemble des accidents de dimensionnement du rapport de sûreté.

L'article D. 1333-84 du code de la santé publique fixe des valeurs repères de dose pour la mise en œuvre des mesures de protection de la population en situation d'urgence radiologique :

- une dose efficace de 10 mSv pour la mise à l'abri ;
- une dose efficace de 50 mSv pour l'évacuation ;
- une dose équivalente à la thyroïde de 50 mSv pour l'administration d'iode stable.

L'ASN a considéré [7], à la suite de l'analyse de ce dossier d'orientation, que l'objectif général de sûreté devait également porter sur la limitation autant que raisonnablement possible des conséquences radiologiques à court, moyen et long termes, et ce pour l'ensemble des accidents du rapport de sûreté.

5.6.2.2 Synthèse des études réalisées et des modifications prévues

5.6.2.2.1 Limites de doses considérées

Pour les conditions de fonctionnement de deuxième catégorie, EDF vérifie la limite globale de 1 mSv/an liée au fonctionnement normal de l'installation fixée pour les personnes du public.

Pour les conditions de fonctionnement de troisième et de quatrième catégorie, EDF analyse une exposition durant 24 h à 500 m du site et une exposition durant 7 jours au niveau des habitations les plus exposées. Pour ces scénarios, EDF vérifie le respect des valeurs repères rappelées au paragraphe précédent.

Dans ses évaluations, EDF prend en compte l'abaissement, de 100 GBq/t à 80 GBq/t, du seuil d'arrêt en équivalent iode 131 (Eq.^{131}I) en transitoire de puissance des spécifications radiochimiques de l'eau du circuit primaire.

[71] PASTA : plateforme d'analyse statistique des transferts radioactifs à l'atmosphère et de leurs conséquences.

5.6.2.2.2 *Résultats obtenus*

Concernant les incidents de deuxième catégorie, les doses efficaces évaluées par EDF au niveau des premières habitations sont très inférieures à 1 mSv : la dose efficace la plus élevée, ingestion incluse, est celle qui résulterait de la perte totale des alimentations électriques externes.

Concernant les accidents de troisième catégorie, les doses évaluées par EDF respectent les objectifs fixés et ne nécessitent donc pas la mise en œuvre de mesures de protection de la population. L'accident qui conduirait à la dose efficace la plus élevée est celui qui serait provoqué par la rupture d'un réservoir d'effluents gazeux (TEG).

Concernant les accidents de quatrième catégorie, l'accident conduisant désormais aux doses les plus élevées est l'accident de perte de réfrigérant primaire (APRP4). Les doses évaluées par EDF respectent les objectifs fixés et ne nécessitent pas la mise en œuvre de mesures de protection de la population. De plus, les modifications apportées par EDF lors des troisième et quatrième réexamens périodiques permettent de réduire de manière importante les conséquences radiologiques de l'accident lié à la rupture d'un tube d'un générateur de vapeur de quatrième catégorie (RTGV4).

EDF a également évalué les conséquences radiologiques des accidents du domaine complémentaire, soit sur la base d'études spécifiques, soit à partir d'argumentaires visant à montrer qu'elles sont couvertes par celles de certains accidents du domaine de dimensionnement. L'accident du domaine complémentaire présentant les conséquences radiologiques les plus importantes est l'accident de perte du système de refroidissement à l'arrêt (RRA), à froid. Les conséquences radiologiques de cet accident sont très inférieures à celles de l'accident du domaine de dimensionnement de perte de réfrigérant primaire de quatrième catégorie.

5.6.2.3 *Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen*

Les conséquences radiologiques des accidents de deuxième, troisième et quatrième catégories et pour le domaine complémentaire respectent les objectifs fixés et ne nécessiteraient pas de mesures de protection de la population, ce qui est satisfaisant. En particulier, les modifications apportées par EDF lors des troisième et quatrième réexamens périodiques permettent de réduire de manière importante les conséquences radiologiques de l'accident lié à la rupture d'un tube d'un générateur de vapeur de quatrième catégorie (RTGV4).

L'ASNR note également qu'EDF a utilisé dans ses études une démarche visant à identifier les principaux contributeurs au rejet et a cherché à les réduire.

5.6.3 Évaluation des conséquences radiologiques des accidents liés aux agressions

5.6.3.1 *Objectifs spécifiques du réexamen*

L'objectif de l'évaluation des conséquences radiologiques des agressions est de vérifier le caractère acceptable des conséquences radiologiques des agressions d'origine interne ou externe, en les comparant aux limites de doses retenues pour les conditions de fonctionnement de fréquences d'occurrence équivalentes. Par ailleurs, au-delà de ces objectifs de limitation, l'ASN a demandé à EDF [7] de justifier que l'impact radiologique des accidents, notamment liés aux agressions, est aussi faible que raisonnablement possible.

5.6.3.2 *Synthèse des études réalisées et des modifications prévues*

La démarche retenue par EDF pour évaluer les conséquences radiologiques consiste à :

- identifier, parmi les scénarios d'agression d'origine interne ou externe pouvant conduire à des conséquences radiologiques, des scénarios enveloppes. Les agressions qui ne sont pas

susceptibles de conduire à des conséquences radiologiques, du fait des précautions prises lors du dimensionnement des bâtiments et des systèmes, sont exclues ;
- évaluer les conséquences radiologiques de ces scénarios enveloppes ;
- évaluer la probabilité d'occurrence de ces scénarios lorsque les conséquences radiologiques sont supérieures à 0,5 mSv[72] à moyen terme (un an aux habitations les plus exposées) ;
- comparer les conséquences radiologiques de ces scénarios à court terme (24 heures à 500 m du site et sept jours aux habitations les plus exposées) avec les limites de dose associées aux conditions de fonctionnement des domaines de dimensionnement et complémentaire.

Les calculs de doses réalisés par EDF pour apprécier les conséquences des agressions, y compris pour l'incendie, ont été effectués avec la méthode PASTA. Pour toutes les agressions à l'exception de l'incendie, ces calculs aboutissent à des valeurs inférieures à 0,5 mSv à moyen terme (un an aux habitations les plus exposées). EDF en conclut que les conséquences de ces agressions sont acceptables.

Pour l'incendie, les scénarios enveloppes sont ceux mettant en jeu des déchets de moyenne activité en attente de conditionnement, entreposés dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires des réacteurs des sites de Paluel et Flamanville et dans le bâtiment de traitement des effluents des autres sites. Les conséquences radiologiques à court terme les plus importantes de ces scénarios enveloppes sont observées à 24 heures à 500 m. EDF évalue ces conséquences maximales respectivement à 1,8 mSv et 0,8 mSv. Par ailleurs, EDF évalue les fréquences d'occurrence de ces scénarios à une fréquence correspondant à celle des accidents de dimensionnement de troisième catégorie (comprise entre 10^{-2} et 10^{-4} par an et par réacteur). Les conséquences de ces scénarios étant inférieures à l'objectif de limite de dose en matière de conséquences radiologiques pour cette catégorie d'accidents (10 mSv), EDF en conclut qu'elles sont acceptables.

5.6.3.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen

L'ASNR souligne l'intérêt des évaluations des conséquences radiologiques des agressions pour apprécier l'aptitude des réacteurs de 1300 MWe à assurer leur fonction de confinement des substances radioactives.

L'ASNR relève que les scénarios ayant les conséquences radiologiques les plus importantes sont l'incendie du bâtiment des auxiliaires nucléaires pour les sites de Paluel et Flamanville et l'incendie du bâtiment de traitement des effluents pour les autres sites. Outre les évaluations réalisées à court terme, l'ASNR constate que les doses calculées pour ces scénarios à moyen terme aux habitations les plus exposées sont respectivement de 1,2 mSv et 0,6 mSv, ce qui est satisfaisant au regard de la dose maximale prévue pour l'exposition annuelle du public aux rayonnements ionisants. Enfin, EDF prévoit, pour le bâtiment de traitement des effluents, la mise en place d'un plan de rigueur en exploitation de la maîtrise du risque d'incendie (voir paragraphe 5.9).

5.6.4 Évaluation des conséquences radiologiques des accidents avec fusion du cœur

5.6.4.1 Objectifs spécifiques du réexamen

EDF s'est fixée pour objectif de limiter les conséquences radiologiques des accidents avec fusion du cœur et en particulier de tendre vers des mesures de protection des populations limitées dans l'espace et dans le temps.

[72] Cette limite de dose correspond à la moitié de celle prévue pour l'exposition annuelle du public aux rayonnements ionisants en application de l'article R. 1333-11 du code de la santé publique.

En outre, l'ASN a demandé à EDF [7] de retenir un objectif complémentaire portant sur la réduction autant que raisonnablement possible des conséquences radiologiques à court, moyen et long termes des accidents étudiés dans le rapport de sûreté.

Enfin, l'ASN a demandé à EDF [7] de « *poursuivre l'analyse de dispositions visant à la diminution de la fréquence et des conséquences des situations de fusion du cœur avec ouverture du dispositif U5 d'éventage-filtration de l'enceinte de confinement* ».

5.6.4.2 Synthèse des études réalisées et des modifications prévues

Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, EDF a réalisé une évaluation des conséquences radiologiques d'un accident grave en valorisant la disposition EAS-ND. EDF a en particulier évalué :

- la dose efficace à 24 heures à 500 m et au lieu d'habitation le plus exposé ;
- la dose efficace à 7 jours à 5 km ;
- la dose équivalente à la thyroïde à 7 jours à 20 km ;
- la dose « 4 voies[73] », sur une vie entière, à 2 km ;
- la distance maximale à partir de laquelle la dose efficace devient inférieure à 20 mSv pour la période d'observation [7 jours – 1 an] ;
- la distance maximale à partir de laquelle la dose efficace devient inférieure à 50 mSv à 7 jours ;
- la distance maximale à partir de laquelle la dose équivalente à la thyroïde devient inférieure à 50 mSv à 7 jours ;
- la distance maximale sur laquelle les niveaux maximaux admissibles (NMA) pour la commercialisation des denrées alimentaires sont dépassés pour la période d'observation [7 jours – 1 an] et à 1 an.

Les conséquences radiologiques sont déterminées à partir d'un terme source, évalué sur la base d'hypothèses concernant notamment les taux de relâchement, la cinétique de relâchement des différents radionucléides et les débits de fuite du bâtiment du réacteur et des bâtiments périphériques.

EDF conclut que les doses reçues par la population, évaluées avec la mise en œuvre de la disposition EAS-ND, montrent qu'il n'est pas nécessaire de mettre en œuvre les mesures d'évacuation des populations au-delà de 1,5 km et de prise d'iode stable au-delà de 5 km sept jours après l'accident. Les doses efficaces, hors ingestion, calculées sept jours et un an après l'accident, sont inférieures à 20 mSv à une distance de 2,5 km du rejet.

Réduction des rejets par la filtration du dispositif U5

À la demande de l'ASN, EDF a également analysé un scénario d'accident grave nécessitant de recourir à l'ouverture du dispositif U5. EDF a considéré un scénario avec défaillance de la disposition EAS-ND, conduisant à l'ouverture du dispositif de décompression et de filtration U5 24 heures après l'entrée en accident grave.

En cas d'ouverture du dispositif de décompression et de filtration U5, les conséquences radiologiques d'un accident avec fusion du cœur sont importantes. À court terme (7 jours), celles-ci sont, en grande partie, liées aux rejets d'espèces gazeuses contenant de l'iode radioactif.

À la demande de l'ASN, EDF a présenté les possibilités d'amélioration de la filtration du dispositif U5. EDF a en particulier étudié l'ajout d'un étage de filtration utilisant de la zéolite dopée à l'argent afin de capter

[73] La dose « 4 voies » prend en compte l'exposition externe liée au panache, l'exposition interne par inhalation de substances radioactives lors du passage du panache, l'exposition externe liée au dépôt au sol et l'exposition interne par ingestion de denrées contaminées.

préférentiellement les espèces iodées. Les premières évaluations montrent que cette technologie, en cours de développement, serait susceptible de fortement réduire les conséquences radiologiques d'une ouverture du dispositif U5 à 24 heures (diminution d'un facteur 10 à 30 de la dose équivalente à la thyroïde et d'un facteur 2 à 3 de la dose efficace à 7 jours et sur la vie entière).

Toutefois, compte tenu de la mise en place de la disposition EAS-ND dont l'objectif est d'éviter l'ouverture du dispositif U5, EDF n'a pas prévu d'améliorer la filtration du dispositif U5, dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe.

5.6.4.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen

Les résultats des études de conséquences radiologiques des accidents confirment que la mise en œuvre de la disposition EAS-ND sans ouverture du dispositif de décompression et de filtration U5 apporte un gain de sûreté important vis-à-vis des rejets hors de l'installation, permettant de limiter les doses reçues par la population au-delà de 24 heures. Ils confirment que cette disposition est une avancée majeure du quatrième réexamen périodique.

L'ASNR note qu'EDF prend en compte la tenue des revêtements d'étanchéité à l'intrados de l'enceinte de confinement pendant les quatre premiers jours de l'accident grave. Ce point est abordé au paragraphe 4.3.2.

Réduction des rejets par la filtration du dispositif U5

La défaillance de l'EAS-ND introduit un effet falaise sur les rejets car elle nécessite l'ouverture du dispositif U5 après l'entrée en accident grave. L'ASNR note à ce titre que l'ouverture du dispositif U5 serait nécessaire dans environ 10 % des cas d'accident avec fusion du cœur.

Les évaluations menées quant aux possibilités d'amélioration de la filtration du dispositif U5 montrent qu'il serait possible de réduire les conséquences radiologiques d'un accident avec fusion du cœur, lorsque la disposition EAS-ND est défaillante.

Ainsi, l'ASNR considère que l'amélioration de cette filtration demeure un enjeu important pour les situations où la décompression de l'enceinte resterait nécessaire. Elle a ainsi indiqué à EDF [23] qu'elle doit engager le développement d'une amélioration de cette filtration et prévoir, pour tous ses réacteurs, sa mise en place au plus tôt compte tenu des contraintes industrielles. EDF devra préciser les modalités et le calendrier de déploiement d'ici fin 2026.

5.6.5 Synthèse portant sur les conséquences radiologiques des accidents

Les modifications prévues par EDF permettront de limiter les conséquences radiologiques, à court, moyen et long terme, des accidents étudiés dans le rapport de sûreté. À cet égard, pour les accidents du domaine de dimensionnement et du domaine complémentaire et les accidents liés aux agressions, les évaluations réalisées conduisent à des conséquences ne nécessitant pas la mise en œuvre de mesures de protection des populations.

Les évaluations des conséquences radiologiques des accidents avec fusion du cœur, réalisées en tenant compte de ces améliorations, montrent que de tels accidents nécessiteraient des mesures de protection des populations limitées dans l'espace et dans le temps. Elles seraient moins importantes que celles évaluées dans le cadre du troisième réexamen périodique. La mise en œuvre de dispositions de protection du radier du réacteur et d'une stratégie de gestion d'un accident grave ne nécessitant pas d'ouvrir le dispositif de décompression et de filtration constitue un progrès majeur.

L'ASNR considère ainsi que les dispositions prévues par EDF devraient permettre d'atteindre les objectifs du réexamen.

5.7 RÉÉVALUATION DES ÉTUDES PROBABILISTES DE SÛRETÉ

Les études probabilistes de sûreté (EPS) apportent un éclairage complémentaire à la démonstration de sûreté déterministe. Elles contribuent à évaluer la sûreté des réacteurs en quantifiant la fréquence de scénarios menant, pour les EPS dites de « niveau 1 », à la fusion des assemblages combustibles (dans le cœur du réacteur ou dans la piscine d'entreposage du combustible) et, pour les EPS dites de « niveau 2 », à des rejets radioactifs importants. Ces études permettent, en particulier, d'identifier l'importance de certains équipements, les risques associés à certaines familles d'événements et les besoins de modifications. Elles fournissent des éléments d'appréciation pour statuer sur la pertinence de la mise en place de dispositions additionnelles visant à limiter les risques de fusion des assemblages combustibles ou les rejets. Elles permettent également d'actualiser la liste des dispositions dites « complémentaires » (voir paragraphe 5.3.2).

Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, EDF a mis à jour ses EPS pour qu'elles soient représentatives de l'état des réacteurs en prenant en compte les modifications associées au réexamen périodique, notamment les modifications mises en œuvre après l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi.

Depuis le précédent réexamen, EDF a étendu le périmètre des études probabilistes de sûreté concernant les réacteurs de 1300 MWe. Ces extensions de périmètre portent sur :

- le développement des EPS de niveau 1 pour l'explosion interne et de niveau 2 pour l'incendie et l'inondation interne ;
- le développement d'EPS complémentaires portant sur certaines agressions externes au regard d'une analyse des agressions plausibles pour chaque site.

5.7.1 Études probabilistes de sûreté de niveau 1

5.7.1.1 Objectifs spécifiques du réexamen

Pour les EPS de niveau 1, les objectifs suivants ont été retenus :

- identifier des dispositions visant à réduire le risque de fusion du cœur, notamment à partir des études probabilistes associées aux agressions ;
- viser une fréquence globale de fusion du cœur pour les seuls événements internes affectant le réacteur inférieure à quelques 10^{-6} par an et par réacteur ;
- rendre le découvrement des assemblages combustibles en piscine, pour les événements internes et les agressions, extrêmement improbable.

5.7.1.2 Synthèse des études réalisées et des modifications identifiées

5.7.1.2.1 EPS de niveau 1 associée aux événements internes affectant le cœur

Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, l'EPS de niveau 1 associée aux événements internes, c'est-à-dire causés par une défaillance d'un composant de l'installation ou une erreur humaine, affectant le cœur du réacteur a été actualisée pour la rendre représentative d'un réacteur de 1300 MWe à l'état VD4 et intégrer l'expérience d'exploitation la plus récente.

L'EPS de niveau 1 associée aux événements internes affectant le cœur du réacteur conclut à un risque de fusion du cœur de $2{,}6.10^{-6}$ par an et par réacteur pour les réacteurs de type P4 et de $2{,}8.10^{-6}$ par an et par réacteur pour les réacteurs de type P'4.

Ces valeurs tiennent compte des modifications identifiées par EDF, au cours de la réalisation de ces EPS, comme nécessaires (comme, par exemple, la modification de l'alimentation électrique des ventilateurs des locaux électriques afin d'assurer leur alimentation en cas de défaillance d'un tableau électrique) et des

modifications associées au réexamen (comme, par exemple, la réalimentation des matériels du « noyau dur » par le diesel d'ultime secours). La prise en compte de ces modifications permet une diminution de 26 % du risque de fusion du cœur par rapport à l'état pris en compte à l'entrée du réexamen (état correspondant au troisième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe).

L'EPS de niveau 1 met en évidence les contributions prépondérantes des pertes de sources électriques (haute tension et basse tension) et des pertes de réfrigérant primaire, respectivement 30 % et 26 % du risque de fusion du cœur des réacteurs de 1300 MWe pour les événements internes.

EDF conclut que ces résultats sont conformes à l'objectif d'un risque de fusion du cœur de l'ordre de quelques 10^{-6} par an et par réacteur.

5.7.1.2.2 EPS de niveau 1 associée aux événements internes affectant la piscine d'entreposage du combustible

EDF a réalisé une EPS associée aux événements internes affectant la piscine d'entreposage du combustible des réacteurs de 1300 MWe, visant à évaluer les risques de découvrement des assemblages combustibles entreposés dans la piscine pour les scénarios de vidange accidentelle et de perte de refroidissement.

Ces études concluent à un risque de découvrement des assemblages combustibles de $4{,}0.10^{-8}$ par an et par réacteur pour les réacteurs de type P4 et $3{,}7.10^{-8}$ par an et par réacteur pour les réacteurs de type P'4.

Ces résultats traduisent une diminution du risque de découvrement des assemblages combustibles de l'ordre de 75 % par rapport au réexamen précédent, qui s'explique notamment par l'apport des modifications du réexamen, telles que la mise en œuvre du système d'appoint en eau d'ultime secours SEG-ND et la valorisation de l'intervention de la force d'action rapide du nucléaire (FARN)[74], ainsi que par l'utilisation d'une nouvelle méthode pour le calcul de certaines fréquences d'événements initiateurs de vidange accidentelle. L'EPS a par ailleurs mis en évidence que le risque de découvrement des assemblages combustibles est porté à plus de 90 % par les scénarios de vidange.

EDF conclut que ces résultats sont conformes à l'objectif de rendre extrêmement improbable le découvrement des assemblages combustibles entreposés en piscine.

5.7.1.2.3 EPS de niveau 1 associées aux agressions

Conformément aux orientations du réexamen, EDF a étendu le périmètre de ses études probabilistes aux risques d'explosion interne (niveau 1). Par ailleurs, à la suite d'une analyse réalisée sur chaque site pour déterminer les agressions externes plausibles, EDF a décidé de réaliser pour certains sites des études probabilistes relatives aux risques liés à la canicule, aux vents extrêmes et à l'inondation externe. Les EPS relatives à l'incendie et à l'inondation interne (niveau 1) ont fait l'objet d'une mise à jour. Les sites de Cattenom, Flamanville, Paluel et Penly ont également fait l'objet d'une EPS de niveau 1 portant sur le séisme.

Les probabilités de fusion du cœur et de découvrement des assemblages combustibles dans la piscine d'entreposage obtenues dans les EPS de niveau 1 associées aux agressions doivent être considérées comme indicatives, dans la mesure où il s'agit, pour la plupart des agressions, d'un premier exercice pour les réacteurs de 1300 MWe.

Les EPS de niveau 1 associées aux agressions conduisent, pour chaque agression étudiée, en considérant la mise en œuvre des modifications prévues pour le réexamen périodique, à des fréquences de fusion du cœur au maximum de l'ordre de quelques 10^{-6} par an et par réacteur et à des fréquences de découvrement

[74] Le PTRBis n'est pas modélisée dans l'EPS1, car jugé par EDF non strictement nécessaire lorsque le refroidissement par évaporisation (compensée par un appoint en eau) est assuré. Par ailleurs, le délai de mise en œuvre du PTRbis ne permettrait pas sa valorisation à court terme.

des assemblages combustibles dans la piscine d'entreposage au maximum de l'ordre de quelques 10^{-8} par an et par réacteur.

Concernant les EPS relatives à l'incendie, leur mise à jour a confirmé l'identification des volumes de feu dits « à forts enjeux ».

La réalisation des EPS relatives aux agressions a également confirmé l'apport en matière de sûreté de modifications identifiées dans les études déterministes, comme par exemple l'ajout d'un clapet anti-retour et d'une vanne d'isolement à la sortie des réservoirs de décroissance du système de traitement des effluents gazeux, identifiés dans les études portant sur l'explosion interne. Sur la base de ses EPS, EDF a identifié de nouveaux besoins de protection contre l'inondation externe pour certains sites (intégration des diesels de la centrale nucléaire de Belleville dans le périmètre protégé contre les crues fluviales, mise en place d'un arrêt automatique des pompes du condenseur en cas de détection de fuite en salle des machines de la centrale nucléaire de Saint-Alban, etc.), ou contre l'explosion interne avec la mise en place de contacteurs à accrochage (pour la ventilation dans les locaux des batteries) et la modification de certaines procédures en cas de détection d'hydrogène.

5.7.1.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen

5.7.1.3.1 EPS de niveau 1 associées aux événements internes

Au terme de son instruction, l'ASNR porte une appréciation globalement positive sur la plupart des évolutions méthodologiques et de périmètre apportées par EDF aux EPS de niveau 1 dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe.

EDF s'est engagée à mettre à jour les données relatives à l'évaluation probabiliste du facteur humain (EPFH) associée à la famille accidentelle des pertes totales des alimentations électriques et à améliorer la modélisation des dépendances fonctionnelles des alimentations électriques ou de certaines actions de conduite consécutives à la perte de systèmes.

Les résultats de ces EPS montrent que les probabilités, pour les événements internes, de fusion du cœur et de découvrement des assemblages combustibles sont conformes à l'objectif de sûreté fixé pour ce réexamen périodique. Ils traduisent l'apport pour la sûreté des modifications déployées dans le cadre de ce réexamen.

Toutefois, l'ASNR considère que l'évaluation du risque de surpression à froid dans les états où le circuit de refroidissement à l'arrêt (RRA) est connecté au circuit primaire ne permet pas son élimination pratique pour éviter tout risque de rupture de la cuve en pression. **En conséquence, l'ASNR encadre par la prescription [RP4-1300-Étude-A] de sa décision [20] la mise en œuvre des modifications nécessaires pour assurer la protection du circuit primaire contre les surpressions à froid dans ces états.** De telles dispositions sont déjà en place pour les réacteurs de 900 MWe et les réacteurs de type N4.

5.7.1.3.2 EPS de niveau 1 associées aux agressions

Les EPS de niveau 1 relatives aux agressions constituent une avancée notable pour la sûreté. L'ASNR souligne l'importance des modifications prévues par EDF à la suite de ces EPS.

5.7.2 Études probabilistes de sûreté de niveau 2

5.7.2.1 Objectifs spécifiques du réexamen

Les EPS de niveau 2 sont utilisées en complément des EPS de niveau 1 et visent, en cas de séquence menant à la fusion du cœur, à évaluer les fréquences associées aux différentes catégories de rejets dans l'environnement. Ces études ont pour but d'identifier les séquences menant aux rejets les plus importants afin de diminuer leur fréquence ou de déployer des mesures permettant de limiter leurs conséquences.

Les EPS de niveau 2 sont également utilisées afin de vérifier l'objectif de rendre extrêmement improbables les risques de rejets précoces, c'est-à-dire ne permettant pas la mise en place des mesures de protection des populations, et importants.

5.7.2.2 Synthèse des études réalisées

Pour chacune des séquences menant à la fusion du cœur, y compris à la suite d'une agression liée à un incendie, une inondation d'origine interne ou un séisme (pour le séisme, seuls les sites de Flamanville et Penly sont concernés), EDF a évalué le risque de rejets radioactifs dans l'environnement. EDF a classé les différents types de rejets selon six catégories, en fonction de leurs conséquences sur l'environnement :

- rejets sous forme de gaz et d'aérosols dans l'air :
  - R1 - rejets précoces importants : ensemble des scénarios conduisant à une rupture franche ou un bipasse de l'enceinte avant 24 heures,
  - R2 - rejets tardifs importants : ensemble des scénarios conduisant à une rupture de l'enceinte après 24 heures à la suite de sa pressurisation lente (du fait de l'échec de l'ouverture du dispositif de décompression et de filtration U5),
  - R3 - rejets tardifs filtrés : ensemble des scénarios avec mise en œuvre du dispositif U5,
  - R4 - rejets limités : ensemble des scénarios pour lesquels le confinement (enceinte, radier) est maintenu ;
- rejets par les sols :
  - RP - radier percé : ensemble des scénarios menant à la percée de la cuve par le cœur fondu (corium) puis à la percée du radier à terme,
  - RI - radier intègre : ensemble des scénarios menant au maintien du cœur en cuve ou à son étalement sur le radier, son refroidissement étant assuré par le dispositif ultime d'évacuation de la puissance résiduelle de l'enceinte de confinement (EAS-ND).

5.7.2.2.1 EPS de niveau 2 associée aux événements internes

Cette EPS couvre l'ensemble des événements initiateurs internes affectant le réacteur et menant à la fusion du cœur retenus dans l'EPS de niveau 1 relative aux événements internes.

Compte tenu des probabilités associées au risque de découvrement d'assemblages combustibles dans la piscine d'entreposage, ces séquences sont pratiquement éliminées et ne sont donc pas retenues dans l'EPS de niveau 2.

Les résultats présentés ci-après sont représentatifs des réacteurs de 1300 MWe de type P4, à l'issue du déploiement des modifications associées au réexamen périodique.

Fréquences de rejet évaluées par EDF

Catégorie de rejets par voie aérienne	Fréquence annuelle (par an et par réacteur)
Rejets précoces et importants (R1)	$2{,}4.10^{-7}$ *(8 %)*
Rejets tardifs non filtrés (R2)	$3{,}4.10^{-9}$ *(0,1 %)*
Rejets tardifs filtrés (R3)	$5{,}4.10^{-7}$*(18 %)*
Rejets limités avec fusion du cœur (R4)	$2{,}2.10^{-6}$ *(73 %)*

Catégorie de rejets par voie eau	Fréquence annuelle (par an et par réacteur)
Radier percé (RP)	$6{,}1.10^{-7}$ *(20 %)*
Radier intègre (RI)	$2.4\ 10^{-6}$ *(80 %)*

Les valeurs obtenues pour les réacteurs de type P'4 sont similaires.

Par rapport au troisième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe :

- la fréquence de rejets précoces et importants (R1) est divisée par un facteur 2, notamment du fait de la réalimentation par le diesel d'ultime secours (DUS) des soupapes du pressuriseur et des vannes électriques d'isolement de l'enceinte ;
- la fréquence de rejets tardifs filtrés (R3) nécessitant le recours au dispositif de décompression et de filtration est divisée par un facteur 4 en raison de la mise en place du dispositif ultime d'évacuation de la puissance résiduelle de l'enceinte de confinement (EAS-ND) et de la source froide du « noyau dur » ;
- la fréquence de percement du radier (RP) est divisée par un facteur 4 grâce aux dispositions d'étalement à sec et de renoyage du corium associées à la mise en place du dispositif EAS-ND et de la source froide du « noyau dur » qui permet le refroidissement et donc la stabilisation à long terme du corium.

5.7.2.2.2 EPS de niveau 2 associée aux agressions

Pour les EPS de niveau 2 relatives à l'incendie, l'inondation interne et le séisme, EDF a notamment transmis une évaluation de la fréquence des rejets aériens précoces et importants (R1) et de la fréquence de percée du radier (RP). Les valeurs obtenues sont les suivantes :

- pour l'incendie :

Catégorie de rejets	Fréquence annuelle (par an et par réacteur)	
	Réacteurs de type P4	Réacteurs de type P'4
Rejets précoces et importants (R1)	$1{,}3.10^{-6}$	$5{,}0.10^{-7}$
Radier percé (RP)	$1{,}3.10^{-6}$	$5{,}9.10^{-7}$

- pour l'inondation interne (rupture d'une tuyauterie incendie dans le bâtiment électrique) :

Catégorie de rejets	Fréquence annuelle (par an et par réacteur)		
	Réacteurs de type P4	Réacteurs de Penly[75]	Autres réacteurs de type P'4
Rejets précoces et importants (R1)	$7{,}8.10^{-8}$	$2{,}0.10^{-8}$	$7{,}7.10^{-10}$
Radier percé (RP)	$1{,}4.10^{-7}$	$6{,}6.10^{-8}$	$3{,}8.10^{-9}$

- pour le séisme :

Catégorie de rejets	Fréquence annuelle (par an et par réacteur)	
	Réacteurs de Flamanville	Réacteurs de Penly
Rejets précoces et importants (R1)	$1{,}0.10^{-7}$	$2{,}5.10^{-10}$

[75] Le site de Penly fait l'objet d'une EPS relative à l'inondation interne spécifique en raison de la configuration particulière du système d'eau d'extinction en cas d'incendie.

Catégorie de rejets	Fréquence annuelle (par an et par réacteur)	
	Réacteurs de Flamanville	Réacteurs de Penly
Radier percé (RP)	$2{,}3.10^{-7}$	$1{,}0.10^{-9}$

EDF conclut que ces résultats sont conformes aux objectifs retenus pour le réexamen. L'EPS de niveau 2 relative à l'incendie conduit EDF à modifier ses modalités de lignage des vannes de l'EAS-ND en cas de perte des alimentations électriques pour les réacteurs de types P4 et P'4.

5.7.2.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen

Au terme de son instruction, l'ASNR porte une appréciation positive sur les résultats des EPS de niveau 2 présentés par EDF pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe. Ces EPS montrent l'apport significatif des modifications matérielles et de conduite prévues lors du réexamen dans la réduction des risques de rejets dans l'environnement, comme par exemple la baisse de 50 % de la fréquence de rejets précoces et importants associés aux événements internes.

L'instruction des EPS de niveau 2 réalisée dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe a mis en évidence l'intérêt de quantifier les rejets radioactifs et de hiérarchiser les risques par l'utilisation de métriques « fréquence x gravité des conséquences », en sus de la seule évaluation des fréquences des différentes catégories de rejets. L'ASNR considère que cette pratique est à reconduire pour les prochains réexamens périodiques.

5.7.3 Synthèse et prescriptions portant sur les études probabilistes de sûreté

L'ASNR considère satisfaisantes les études probabilistes de sûreté menées dans le cadre du réexamen périodique. Ces études ont confirmé l'intérêt des dispositions prévues par EDF et ont permis d'identifier de nouvelles dispositions qui amélioreront la sûreté des réacteurs.

Compte tenu des modifications qui seront mises en œuvre, ces études montrent des niveaux de risques acceptables au regard des objectifs fixés pour ce réexamen périodique.

L'ASNR considère que l'évaluation du risque de surpression à froid dans les états où le circuit de refroidissement à l'arrêt (RRA) est connecté au circuit primaire ne permet pas son élimination pratique pour éviter tout risque de rupture de la cuve en pression. En conséquence, l'ASNR prescrit [20] la mise en œuvre des modifications nécessaires à l'élimination pratique de ce risque ([RP4-1300-Étude-A]).

*

Prévention du risque de surpression à froid du circuit primaire principal

[RP4-1300-Étude-A] Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale, l'exploitant met en œuvre les modifications nécessaires pour assurer la protection du circuit primaire contre les surpressions à froid dans les états où le système de refroidissement à l'arrêt est connecté.

5.8 DISPOSITIONS PRÉVUES APRÈS L'ACCIDENT DE LA CENTRALE NUCLÉAIRE DE FUKUSHIMA DAIICHI

5.8.1 Rappel du contexte

5.8.1.1 Décisions prises à l'issue des évaluations complémentaires de sûreté

À la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, l'ASN a adopté un ensemble de décisions en date du 5 mai 2011 [3] demandant aux exploitants d'installations nucléaires importantes de procéder à des évaluations complémentaires de sûreté (ECS). Les conclusions de ces évaluations ont fait l'objet d'une position de l'ASN le 3 janvier 2012 [4], ainsi que d'un examen par des pairs européens, en avril 2012, dans le cadre des stress tests européens. Sur la base de l'avis des groupes permanents d'experts et des conclusions des stress tests européens, l'ASN a pris un ensemble de décisions en date du 26 juin 2012 [5] demandant à EDF de mettre en place :

- un ensemble d'actions correctives ou d'amélioration, notamment l'acquisition de moyens de communication et de protection radiologique complémentaires, la mise en place d'instrumentations complémentaires, la prise en compte de risques d'agression d'origine interne ou externe de manière étendue et le renforcement de la prise en compte des situations d'urgence ;
- une force d'action rapide nucléaire (FARN) permettant, sur la base de moyens mobiles extérieurs au site, d'intervenir sur un site nucléaire en situation pré-accidentelle ou accidentelle ;
- 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 situation d'urgence.

L'ASN a complété ses demandes par un ensemble de décisions [6] en date du 21 janvier 2014 visant à préciser certaines dispositions de conception du « noyau dur », en particulier la définition et la justification des niveaux d'agressions naturelles extrêmes d'origine externe à retenir pour le « noyau dur ».

De façon générale, les demandes de l'ASN s'inscrivent également dans un processus d'amélioration continue de la sûreté au regard des objectifs fixés pour les réacteurs de troisième génération, et visent, en complément, à faire face à des situations très au-delà de celles retenues jusqu'alors pour ce type d'installation.

Ces demandes portent notamment sur des mesures de prévention et de limitation des conséquences d'un accident pouvant affecter plusieurs installations. Ces mesures complémentaires sont constituées de moyens fixes et de moyens mobiles prévus pour l'ensemble des installations d'un site.

Compte tenu de la nature des demandes, il a été nécessaire que l'exploitant procède à des études de conception, de construction et d'installation de nouveaux équipements qui nécessitent, d'une part, du temps et, d'autre part, une planification pour leur mise en place sur chacun des réacteurs de manière optimale. Dans la mesure où ces travaux importants se déroulent sur des sites nucléaires en fonctionnement, il est aussi nécessaire de veiller à ce que leur réalisation ne dégrade pas la sûreté des centrales nucléaires.

L'ASNR encadre le déploiement complet du « noyau dur » sur l'ensemble des réacteurs de 1300 MWe par la prescription [RP4-1300-ND-C] de sa décision [20].

5.8.1.2 *Améliorations mises en place par EDF en amont du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe*

En 2015, EDF a achevé la mise en place de dispositions, dans un premier temps temporaires ou mobiles, visant à améliorer la capacité à faire face à des situations de perte totale de la source froide ou des alimentations électriques. En particulier, des moyens de connexion ont été installés afin que, en cas de crise, il soit possible de connecter des moyens mobiles de secours en eau, air comprimé et électricité. Par ailleurs, la force d'action rapide nucléaire (FARN), a été créée. Elle est dotée d'équipes spécialisées capables d'intervenir depuis l'extérieur d'un site accidenté, pour assurer la relève des équipes de quart ou mettre en œuvre des moyens d'intervention d'urgence en moins de 24 heures, avec un début des opérations sur site dans un délai de 12 heures[76] après leur mobilisation. Depuis le 1er janvier 2016, les équipes de la FARN ont une capacité d'intervention simultanée sur l'ensemble des réacteurs d'un site, quel que soit le site.

EDF a ensuite engagé la mise en place de certains moyens définitifs matériels et organisationnels, robustes à des agressions extrêmes, dont l'intensité dépasse celle considérée jusqu'alors dans le référentiel de sûreté des installations. Les mesures les plus importantes sont :

- la mise en place d'un diesel d'ultime secours (DUS) de grande puissance nécessitant la construction d'un bâtiment dédié. L'ensemble des 20 diesels d'ultime secours des réacteurs de 1300 MWe a été mis en service par EDF ;
- la mise en place d'une source d'eau ultime (puits ou stockage selon les réacteurs). L'ensemble des 20 sources d'eau ultimes des réacteurs de 1300 MWe a été mis en service par EDF ;
- la construction sur chaque site d'un centre de crise local capable de résister à des agressions extrêmes d'origine externe (fonctionnellement autonome en situation de crise). EDF a mis en service le centre de crise local du site de Flamanville en 2020. Pour les autres sites disposant de réacteurs de 1300 MWe, EDF prévoit un achèvement des travaux en 2026.

5.8.1.3 *Dispositions prévues par EDF dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe*

Les dispositions présentées au paragraphe précédent seront complétées pour les réacteurs de 1300 MWe lors de leur quatrième réexamen périodique par la mise en œuvre complète du « noyau dur ».

Les mesures les plus importantes sont :

- le remplacement de la pompe réalisant l'injection aux joints des pompes primaires en cas de perte totale des alimentations électriques, par une pompe résistant aux agressions extrêmes retenues pour le « noyau dur », dénommée « PIJ-ND » ;
- la mise en place d'une disposition ultime d'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement, dénommée « EAS-ND », qui s'appuie en partie sur des moyens mobiles apportés par la FARN ;
- le déploiement de la disposition d'alimentation de secours des générateurs de vapeur « noyau dur », dénommée « ASG-ND » ;
- la mise en place d'un circuit de réalimentation en eau ultime des piscines d'entreposage du combustible, dénommé « SEG-ND »[77], et d'un circuit de refroidissement de la piscine, dénommé « PTRbis », qui s'appuie en partie sur des moyens mobiles apportés par la FARN ;
- la mise en place du contrôle-commande ultime, de la distribution électrique et de l'instrumentation du « noyau dur » ;

[76] En cas d'agression naturelle extrême d'origine externe, EDF postule toutefois que le site accidenté est inaccessible pendant 24 heures après la survenue de l'agression extrême, y compris pour les équipes de la FARN.

[77] Le SEG-ND sert aussi à réalimenter en eau la bâche ASG en « situations noyau dur », dans le cadre de la disposition « ASG-ND ».

- la mise en place de dispositions visant à stabiliser le corium sur le radier, en cas d'accident avec fusion du cœur et percée de la cuve.

Les « situations noyau dur » sont constituées des situations suivantes, ainsi que des situations résultant de leurs cumuls :

- 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 ».

Les « situations noyau dur » entrent dans la démonstration de sûreté des réacteurs de 1300 MWe à l'échéance de la phase B du déploiement des modifications associées à leur quatrième réexamen périodique.

Les agressions naturelles extrêmes d'origine externe, dont l'intensité dépasse celle considérée jusqu'alors dans le référentiel de sûreté des installations, à prendre en compte pour la conception du « noyau dur » sont le séisme, l'inondation (dont les pluies de forte intensité) et les phénomènes associés suivants : les vents extrêmes, la foudre et la grêle, et la tornade. L'ASNR a pris position dans le paragraphe 5.2 sur les intensités des agressions extrêmes à retenir pour le « noyau dur » des réacteurs de 1300 MWe.

Le présent chapitre aborde successivement les solutions retenues par EDF concernant :

- les moyens d'injection d'eau borée dans le circuit primaire ;
- les dispositions prévues pour garantir l'évacuation de la chaleur par les générateurs de vapeur ;
- les dispositions d'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement et de stabilisation du corium sur le radier de cette enceinte ;
- les dispositions pour la prévention du dénoyage des assemblages combustibles entreposés en piscine ou en cours de manutention ;
- le contrôle-commande ultime, la distribution électrique et l'instrumentation du « noyau dur » ;
- la capacité des équipes à gérer les situations extrêmes.

5.8.2 Moyens d'injection d'eau borée dans le circuit primaire

5.8.2.1 Objectifs spécifiques de sûreté

La prescription [ECS-ND13] des décisions de l'ASN du 21 janvier 2014 [6] dispose que : « *Avant le 30 juin 2014, l'exploitant communique son programme de travail concernant les dispositions propres à assurer la chute des grappes de commande en vue de la maîtrise de la réactivité à la suite d'agressions externes retenues pour le noyau dur et un bilan de l'avancement de ce programme. Avant le 31 décembre 2014, l'exploitant transmet à l'ASN le descriptif des dispositions propres à assurer la chute des grappes à la suite d'agressions externes retenues pour le noyau dur en précisant les SSC devant être inclus dans le noyau dur* ».

Les éléments transmis par EDF dans le cadre de ce programme de travail n'ont pas permis de démontrer la chute complète des grappes de contrôle à la suite d'un « séisme noyau dur ». Compte tenu de la complexité des phénomènes mis en jeu, l'ASN a demandé à EDF de réaliser des études permettant d'avoir une raisonnable assurance de la maîtrise de la réactivité dans les « situations noyau dur » (demande A4 du courrier [68]). L'ASN a ainsi demandé à EDF :

- de proposer une configuration raisonnablement enveloppe correspondant à l'absence de chute d'une ou de plusieurs grappes de contrôle dans une même zone du cœur, incluant le blocage hors du cœur de la grappe la plus anti-réactive ;
- de présenter la stratégie de conduite permettant de démontrer la sous-criticité du cœur dans cette configuration en identifiant, le cas échéant, les éventuelles modifications associées à cette stratégie et le calendrier de déploiement associé.

5.8.2.2 *Synthèse des études réalisées et des modifications prévues par EDF*

La stratégie de conduite destinée à prévenir la fusion du cœur en « situations noyau dur », prévue par EDF pour les réacteurs de 1300 MWe, dans le cas où le circuit primaire est initialement intègre (ou présentant de faibles fuites), valorise une injection d'eau borée en début d'accident, lorsque le circuit primaire est à haute pression, de manière à compenser l'insertion de réactivité liée au refroidissement du circuit primaire. Dans ses études neutroniques justifiant cette stratégie de conduite, EDF a retenu comme référence le cas où toutes les grappes ont chuté. EDF a par ailleurs étudié une configuration comprenant la grappe la plus anti-réactive bloquée hors du cœur et deux grappes adjacentes bloquées à l'entrée du rétreint[78].

Par ailleurs, le maintien de l'étanchéité du circuit primaire au niveau des joints des pompes primaires participe à l'intégrité de la deuxième barrière de confinement. À ce titre, une injection d'eau au niveau de ces joints est prévue pour en assurer le refroidissement et les préserver, en fonctionnement normal et dans certaines conditions accidentelles.

La modification retenue par EDF sur les réacteurs de 1300 MWe consiste à remplacer la pompe réalisant jusqu'alors l'injection aux joints des pompes primaires en cas de perte totale des alimentations électriques, par une nouvelle pompe résistant aux agressions extrêmes « noyau dur » (PIJ-ND) et permettant une injection d'eau borée à haute pression. À l'exception de la PIJ-ND, la disposition « noyau dur » d'injection d'eau borée aux joints des pompes primaires sera constituée de matériels déjà existants, dont la robustesse aux « situations noyau dur » sera vérifiée par EDF. En « situations noyau dur », la PIJ-ND sera alimentée électriquement par le DUS, via la distribution électrique du « noyau dur ».

5.8.2.3 *Position de l'ASNR*

L'ASNR considère que la configuration avec blocages de grappes définie par EDF constitue le cas de référence à prendre en compte pour les études.

L'ASNR considère que la mise en œuvre de la disposition « noyau dur » d'injection d'eau borée au niveau des joints des pompes primaires, comprenant la PIJ-ND, constitue une avancée notable pour la sûreté. Lors de l'instruction du « noyau dur » des réacteurs de 1300 MWe [69], l'ASNR a demandé à EDF de vérifier que le débit d'eau injectée par la PIJ-ND sera suffisant pour maîtriser la réactivité en « situations noyau dur » en tenant compte d'un débit pénalisant de retour aux joints des pompes primaires.

Compte tenu des enjeux, l'ASNR encadre le déploiement de cette disposition par la prescription [RP4-1300-ND-B] de sa décision [20].

5.8.3 Dispositions d'évacuation de la chaleur par les générateurs de vapeur

5.8.3.1 *Objectifs spécifiques de sûreté*

Lors du fonctionnement normal du réacteur, le circuit secondaire permet d'extraire, par les générateurs de vapeur, la chaleur de l'eau du circuit primaire en produisant de la vapeur transmise ensuite vers la turbine. L'eau qui alimente les générateurs de vapeur, par le système de régulation du débit d'eau alimentaire (ARE), provient de la condensation de cette vapeur, après son passage dans la turbine.

En situation accidentelle, le système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur (ASG) permet l'injection d'eau dans les générateurs de vapeur, grâce à des pompes qui puisent l'eau dans un réservoir appelé « bâche ASG ». Pour chaque paire de générateurs de vapeur, les réacteurs disposent d'une

[78] Lors de leur chute, les crayons absorbants constituant les grappes s'insèrent dans des tubes-guides dont la partie basse est de diamètre réduit. Ce « rétreint » permet de freiner les grappes en fin d'insertion dans le cœur.

turbopompe ASG entrainée par une turbine alimentée directement par la vapeur produite par les générateurs de vapeur et d'une motopompe ASG, alimentée électriquement.

La prescription [ECS-ND1] des décisions de l'ASN du 21 janvier 2014 [6] dispose que « *pour le refroidissement du cœur et l'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement du bâtiment réacteur lorsque le circuit primaire est pressurisable, le noyau dur permet des stratégies de conduite privilégiant le refroidissement par les circuits secondaires en conservant l'intégrité du circuit primaire principal* » puis qu'EDF étudie « *des dispositions permettant, lorsque le circuit primaire est pressurisable, le refroidissement du cœur par les circuits secondaires en conservant l'intégrité du circuit primaire principal lors des situations noyau dur* ».

5.8.3.2 Synthèse des études réalisées et des modifications prévues par EDF

EDF prévoit une disposition d'alimentation de secours des générateurs de vapeur « noyau dur » (ASG-ND) pour répondre à cette prescription. Pour cela, EDF valorise comme moyen d'injection d'eau aux générateurs de vapeur en « situations noyau dur » :

- les deux turbopompes ASG, qui alimentent les quatre générateurs de vapeur, tant que les conditions du secondaire permettent leur fonctionnement ;
- une motopompe ASG, qui alimente deux générateurs de vapeur sur le moyen et long terme. En « situations noyau dur », cette motopompe sera alimentée électriquement par le DUS (via la distribution électrique « noyau dur »).

L'ASG-ND pour les réacteurs de 1300 MWe est ainsi constitué presqu'exclusivement de matériels existants (pompes, bâches, vannes, tuyauteries, etc.), dont la robustesse en « situations noyau dur » sera vérifiée par EDF, ou de matériels existants qui seront renforcés.

L'ASG-ND est associé, pour la réalimentation en eau de la bâche ASG en « situations noyau dur », à la disposition « noyau dur » SEG-ND, permettant d'amener l'eau depuis la source d'eau ultime créée en amont du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe (voir paragraphe 5.8.1.2).

5.8.3.3 Position de l'ASNR

EDF s'est engagée au cours de l'instruction à rendre manœuvrables depuis la salle de commande les vannes pneumatiques permettant le réglage du débit d'alimentation en eau des générateurs de vapeur par les turbopompes ASG, ainsi que les vannes pneumatiques du contournement de la turbine vers l'atmosphère (GCT-a) permettant de régler la vitesse de refroidissement du réacteur, en « situations noyau dur », ce qui est satisfaisant. EDF a indiqué par ailleurs que les vannes pneumatiques nécessitant une source d'air au titre de leur mission « noyau dur » seraient alimentées par un système robuste aux conditions « noyau dur », avec une réalimentation possible par la FARN. Enfin, EDF a annoncé des modifications afin d'assurer le conditionnement thermique des locaux ASG du bâtiment du combustible, en « situations noyau dur ».

L'ASNR souligne l'importance de la disposition ASG-ND afin de permettre l'évacuation de la puissance résiduelle par le circuit secondaire dans des situations de perte totale de la source froide et de perte totale des alimentations électriques, consécutives à des agressions extrêmes d'origine externe, pour prévenir la fusion du cœur. Par ailleurs, un fonctionnement de l'ASG-ND, avant le raccordement de la source froide ultime par la FARN (voir paragraphe 5.5), est aussi valorisé par EDF pour permettre de gérer les conséquences d'une fusion du cœur en « situations noyau dur ».

La disposition ASG-ND étant constituée presqu'exclusivement de matériels existants, l'ASNR souligne que le déploiement complet de cette disposition doit comprendre la vérification de la robustesse de ces matériels à l'ensemble des conditions rencontrées en « situations noyau dur », y compris aux effets induits des agressions « noyau dur ».

Compte tenu des enjeux, le déploiement de l'ASG-ND et de la réalimentation « noyau dur » de la bâche ASG depuis la source d'eau ultime font l'objet de la prescription [RP4-1300-ND-A] de la décision de l'ASNR [20].

5.8.4 Dispositions d'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement et de stabilisation du corium sur le radier

5.8.4.1 Objectifs spécifiques de sûreté

La prescription [ECS-ND1] des décisions de l'ASN du 21 janvier [6] dispose que : « *Pour limiter les rejets radioactifs massifs en situations noyau dur, le noyau dur permet l'isolement de l'enceinte de confinement et la prévention des situations de bipasse de la troisième barrière. Le noyau dur vise à préserver l'intégrité de cette barrière sans ouverture du dispositif d'éventage de l'enceinte de confinement. Les dispositions du noyau dur retenues par l'exploitant pour limiter les rejets radioactifs prennent en compte les cas de fusion totale du cœur et de percement de la cuve à la suite de situations noyau dur* ».

La prescription [ECS-ND16] des décisions de l'ASN du 21 janvier 2014 [6] dispose que : « *Avant le 31 décembre 2014, l'exploitant transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire l'étude de faisabilité des dispositions visant à éviter le percement du radier en cas de fusion partielle ou totale du cœur en situations noyau dur, ainsi qu'une évaluation des échéances industrielles de mise en œuvre le cas échéant* ».

5.8.4.2 Synthèse des études réalisées et des modifications prévues par EDF

EDF prévoit, dans le cadre des réponses à ces prescriptions, la mise en place de la disposition d'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement et de dispositions visant à stabiliser le corium sur le radier, en cas d'accident avec fusion du cœur et percée de la cuve.

La disposition d'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement prévue par EDF s'appuie sur un circuit installé dans le bâtiment des auxiliaires de sauvegarde (BAS), comprenant notamment une pompe alimentée électriquement par le DUS et un échangeur de chaleur refroidi par une source froide ultime SFu déployée par la FARN. Elle comporte des matériels existants et des matériels nouveaux.

EDF valorise cette disposition d'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement en « situations noyau dur » pour :

- la prévention de la fusion du cœur, par l'injection à basse pression dans le circuit primaire d'eau borée en provenance de la bâche PTR ;
- la limitation des conséquences d'une fusion du cœur, par l'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement (voir paragraphe 5.5).

Par ailleurs, les dispositions permettant l'étalement et la stabilisation du corium sur le radier de l'enceinte de confinement en cas d'accident avec fusion du cœur et percée de la cuve (voir paragraphe 5.5) sont également valorisées par EDF en « situations noyau dur ».

5.8.4.3 Position de l'ASNR

Concernant l'architecture de l'EAS-ND, EDF s'est engagée au cours de l'instruction à modifier l'emplacement initialement prévu de la connexion de la nouvelle ligne EAS-ND sur la ligne existante EAS, afin d'améliorer l'indépendance entre ces deux systèmes, ce qui est satisfaisant.

Par ailleurs, les exigences de conception mécanique des équipements neufs du « noyau dur », comme certains composants de l'EAS-ND, font l'objet d'une instruction actuellement en cours.

L'ASNR a pris position dans le paragraphe 5.5 sur les dispositions prévues par EDF concernant l'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement et la stabilisation du corium sur le radier en cas d'accident avec fusion du cœur en « situations noyau dur ».

5.8.5 Dispositions pour la prévention du dénoyage des assemblages combustibles entreposés en piscine ou en cours de manutention

5.8.5.1 Objectifs spécifiques de sûreté

La prescription [ECS-ND2] des décisions de l'ASN du 21 janvier 2014 [6] dispose que : « *Le noyau dur permet d'éviter le dénoyage des assemblages combustibles dans les piscines d'entreposage et les compartiments de manutention des assemblages combustibles, pour les situations noyau dur* ».

5.8.5.2 Synthèse des études réalisées et des modifications prévues par EDF

EDF prévoit, pour répondre à cette prescription :

- pour faire face à des brèches, des dispositions de prévention des vidanges des piscines, telles que l'isolement automatique de la ligne d'aspiration du circuit PTR sur un signal de baisse du niveau d'eau dans la piscine d'entreposage du combustible ;
- pour faire face à la perte de refroidissement, un appoint en eau à la piscine d'entreposage du combustible, par la disposition SEG-ND pendant les 15 premiers jours des « situations noyau dur ». EDF prévoit que la disposition PTRbis (qui s'appuie en partie sur des moyens mobiles apportés par la FARN) permette ensuite un refroidissement en boucle fermée de la piscine.

La disposition SEG-ND permet en « situations noyau dur » l'alimentation en eau de la bâche ASG (voir 5.8.3.2) et de la piscine d'entreposage du combustible. Elle comprend la source d'eau ultime créée en amont du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe (voir 5.8.1.2), un poste de vannage fixe situé dans le bâtiment du combustible, ainsi que les tuyauteries fixes pour amener l'eau jusqu'à la bâche ASG et la piscine d'entreposage du combustible.

La disposition PTRbis comprend des tuyauteries fixes situées à l'intérieur du bâtiment du combustible et débouchant sur deux piquages situés en façade de ce bâtiment (protégés des agressions extrêmes retenues pour le « noyau dur » par une casemate) et des parties mobiles apportées par la FARN (échangeur et dispositif de pompage dans la rivière ou la mer).

Lorsque le réacteur est initialement en arrêt pour rechargement, et que la piscine d'entreposage du combustible est en communication avec la piscine du bâtiment du réacteur via le tube de transfert, EDF a identifié la nécessité d'injecter préalablement du bore pour faire face à un risque de criticité du cœur en cuve par dilution hétérogène lors de la mise en service du PTRbis. EDF a prévu pour cela une unité mobile de borication (UMB) à mettre en œuvre par la FARN avant le démarrage du PTRbis. L'UMB fait partie des dispositions du « noyau dur ».

5.8.5.3 Position de l'ASNR

Les contrôles des soudures des équipements neufs des parties fixes du PTRbis, ainsi que des soudures de la distribution d'eau ultime de la disposition SEG-ND, font l'objet d'une instruction actuellement en cours, de même que les exigences de qualité et les critères de résistance mécanique du tronçon commun aux systèmes existants de distribution d'eau déminéralisée (SED) et d'appoint en eau brute utilisé en cas d'incendie (JP), sur lequel vient se raccorder le SEG-ND des réacteurs de 1300 MWe.

Par ailleurs, l'accessibilité des intervenants au poste de vannage SEG-ND en « situations noyau dur » n'a pas été démontrée. Ce point a fait l'objet d'une demande [69].

L'ASNR a pris position, dans le paragraphe 5.4, sur les dispositions prévues pour le refroidissement de la piscine d'entreposage du combustible.

5.8.6 Contrôle-commande, distribution électrique et instrumentation du « noyau dur »

5.8.6.1 Objectifs spécifiques de sûreté

La prescription [ECS-ND4] des décisions de l'ASN du 21 janvier 2014 [6] dispose que : « *Le noyau dur comprend un système de contrôle-commande et une distribution électrique aussi indépendants que possible des moyens existant à la date où les évaluations complémentaires de sûreté imposées par la décision du 5 mai 2011 susvisée ont été engagées, sauf pour les cas où cette indépendance est une source de moindre fiabilité du noyau dur. L'exploitant justifie la fiabilité de l'alimentation électrique, de la distribution électrique et du contrôle-commande en situations noyau dur* ».

La conception du contrôle-commande et de l'alimentation électrique du « noyau dur » doit permettre de contrôler et d'alimenter les nouveaux actionneurs et capteurs du « noyau dur », mais également des actionneurs et des capteurs du « noyau dur » existants, actuellement contrôlés et alimentés par un contrôle-commande et des sources électriques existants.

La prescription [ECS-ND3] des décisions de l'ASN du 21 janvier 2014 [6] dispose que : « *Les dispositions matérielles et organisationnelles, dont l'instrumentation mise en œuvre dans le cadre du noyau dur, permettent d'activer la mise en œuvre du noyau dur et de conduire l'installation dans les situations noyau dur, en particulier :*

- *de mesurer les paramètres d'état de la chaudière et des piscines nécessaires à la gestion des situations noyau dur en diagnostiquant l'état des barrières de confinement, y compris les circuits d'extension de la troisième barrière de confinement dont la surveillance est nécessaire ;*
- *de connaître la disponibilité des fonctions nécessaires à la gestion du noyau dur ;*
- *de déterminer les conditions d'intervention des travailleurs dans l'installation.*

Ces dispositions doivent également permettre de disposer, dans des délais compatibles avec les besoins de la gestion de crise, de données permettant de caractériser les rejets radioactifs et les conséquences dans l'environnement ».

5.8.6.2 Synthèse des études réalisées et des modifications prévues par EDF

Contrôle-commande du « noyau dur »

Le contrôle-commande du « noyau dur » assure les fonctions d'affichage, de signalisation et de commande manuelle ou automatique nécessaires à la conduite des matériels requis en « situations noyau dur ». EDF distingue, au sein du contrôle-commande centralisé du réacteur, deux périmètres principaux :

- le périmètre des matériels existants ou des matériels existants pour lesquels des modifications du contrôle-commande permettront de le rendre robuste aux conditions des « situations noyau dur » ou d'y intégrer des fonctionnalités « noyau dur » associées ;
- le périmètre des matériels nouveaux, installés dans le cadre du quatrième réexamen de sûreté.

Distribution électrique du « noyau dur »

La distribution électrique « noyau dur » alimente l'ensemble des actionneurs du « noyau dur » : les matériels existants et nouveaux du « noyau dur », ainsi que leurs fonctions supports. L'architecture de la distribution électrique « noyau dur » se caractérise par :

- une connexion directe des départs du nouveau tableau électrique LHC (alimenté par le DUS), situé dans le bâtiment du DUS, vers les actionneurs du « noyau dur » suivants : pompe PIJ-ND, pompe EAS-ND et pompe SEG-ND ;

- des nouvelles liaisons haute tension depuis le tableau LHC vers les tableaux existants secourus LHA et LHB du bâtiment électrique, qui alimentent les autres matériels existants et nouveaux du « noyau dur ».

Instrumentation du « noyau dur »

EDF prévoit de disposer d'une instrumentation permettant de recueillir :

- les informations nécessaires pour activer les actions de conduite de l'installation en « situations noyau dur », notamment l'information de la perte totale des alimentations électriques n'appartenant pas au « noyau dur », l'information de la perte totale de la source froide n'appartenant pas au « noyau dur » et l'information de l'occurrence d'un séisme significatif ;
- les mesures des paramètres principaux de l'état de la chaudière et des piscines, notamment la mesure de la température du cœur, la mesure de la pression du circuit primaire, la mesure du niveau d'eau et de la pression pour chaque générateur de vapeur, la mesure de position des vannes de contournement à l'atmosphère des générateurs de vapeur, la mesure du niveau d'eau dans la piscine du bâtiment du réacteur et la mesure du niveau d'eau dans la piscine d'entreposage du combustible ;
- les mesures permettant de diagnostiquer l'état des barrières de confinement, notamment la mesure de la pression dans l'enceinte de confinement et la position des vannes d'isolement de l'enceinte ;
- les informations permettant de connaître la disponibilité des fonctions nécessaires à la gestion du « noyau dur », notamment la présence de tension sur le tableau LHC, la mesure du débit injecté par la pompe EAS-ND dans le circuit primaire et la mesure du débit pompé depuis la source d'eau ultime ;
- les informations nécessaires à la gestion de crise, notamment pour la surveillance radiologique du site accidenté.

5.8.6.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs de sûreté

Contrôle-commande du « noyau dur »

L'ASNR considère que l'organisation du contrôle-commande du « noyau dur » prévue par EDF est acceptable. En effet, le principe retenu par EDF d'utiliser le contrôle-commande existant, s'il est robuste aux agressions extrêmes et à leurs effets induits, favorise la fiabilité et préserve l'espace nécessaire à l'ajout des nouveaux matériels. La valorisation d'une partie du contrôle-commande existant nécessitera toutefois des modifications qui ne devront pas défiabiliser les fonctions de protection du réacteur. En particulier, EDF s'est engagée au cours de l'instruction à préciser la nature et les modalités de mise en œuvre des modifications assurant les délestages et relestages des actionneurs électriques, ce qui est satisfaisant.

Distribution électrique du « noyau dur »

L'ajout du « noyau dur » ne doit pas remettre en cause la sûreté des réacteurs pour les situations pouvant être gérées sans le « noyau dur ». Aussi, les distributions électriques existantes (des voies A et B) et celles du « noyau dur » doivent être telles qu'un défaut électrique ne puisse pas se propager de l'une vers l'autre ou les rendre indisponibles en même temps.

L'ASNR note que, pour les nouvelles pompes PIJ-ND et EAS-ND, ainsi que pour le dispositif fixe de pompage SEG-ND, l'indépendance entre les distributions électriques est assurée. En effet, ces pompes sont alimentées directement par le tableau électrique en haute tension dédié au DUS (LHC).

Par contre, pour les autres matériels du « noyau dur », EDF prévoit une distribution électrique différente de celle retenue pour les réacteurs de 900 MWe. En effet, EDF prévoit de réaliser des liaisons entre le tableau LHC (alimenté par le DUS) et les tableaux électriques haute tension secourus LHA et LHB, alors que, pour les réacteurs de 900 MWe, les liaisons sont réalisées en basse tension. De ce fait, la distribution électrique « noyau dur » des réacteurs de 1300 MWe est moins indépendante de la distribution électrique de secours

existante, que celle des réacteurs de 900 MWe. Lors de l'instruction, EDF a précisé qu'il n'est pas possible de réaliser les liaisons en basse tension, compte tenu du nombre d'actionneurs à réalimenter pour les réacteurs de 1300 MWe (trois fois plus nombreux que pour les réacteurs de 900 MWe) et de la place dans les locaux. L'ASNR convient de ces difficultés et considère donc acceptable ce choix d'architecture pour la distribution électrique « noyau dur » des réacteurs de 1300 MWe.

Instrumentation du « noyau dur »

EDF a prévu un ensemble d'informations « noyau dur » destinées à répondre à la prescription [ECS-ND3] des décisions de l'ASN du 21 janvier 2014 [6], ce qui est satisfaisant. Toutefois, à la suite des réponses d'EDF à la demande D1-a de la lettre [68], l'ASNR considère qu'EDF doit étudier la faisabilité de disposer, en plus des informations déjà prévues :

- d'une information « noyau dur » portant sur l'activité radiologique de chaque générateur de vapeur ;
- d'une information « noyau dur » portant sur l'inventaire en eau du circuit primaire ;
- d'une information « noyau dur » pour s'assurer de la sous-criticité du cœur ;
- d'une détection « noyau dur » des éventuelles fuites dans le bâtiment des auxiliaires de sauvegarde de la voie B des circuits RIS et EAS en recirculation en situation d'accident avec fusion du cœur.

Ces points ont fait l'objet de demandes lors de l'instruction du « noyau dur » des réacteurs de 1300 MWe [69].

5.8.7 Capacité des équipes à gérer les situations extrêmes

5.8.7.1 Objectifs spécifiques de sûreté fixés

La prescription [ECS-35] des décisions de l'ASN du 26 juin 2012 [5] dispose notamment que : « *l'exploitant définit les actions humaines requises pour la gestion des situations extrêmes étudiées dans les évaluations complémentaires de sûreté. Il vérifie que ces actions sont effectivement réalisables compte tenu des conditions d'interventions susceptibles d'être rencontrées dans de tels scénarios* ».

5.8.7.2 Synthèse des études réalisées et des dispositions prévues par EDF

Les réponses apportées par EDF en 2012 et 2013 à la prescription [ECS-35] ne tenaient pas compte des dispositions « noyau dur », dont la mise en place sera achevée pour les réacteurs de 1300 MWe dans le cadre de leur quatrième réexamen périodique.

Par la suite, EDF a mis en place une démarche dite d' « exploitabilité du noyau dur », visant à acquérir une raisonnable assurance dans la capacité de l'exploitant à mettre en œuvre les actions en local de la conduite « noyau dur ». EDF a indiqué que, pour les réacteurs de 1300 MWe, le bilan de cette démarche sera fourni lors de la mise en œuvre de la conduite du « noyau dur », en amont de la phase B du déploiement des modifications du réexamen.

5.8.7.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen

L'ASNR souligne que le bilan d'EDF ne devra pas se limiter aux actions humaines requises en prévention de la fusion du cœur en « situations noyau dur », mais devra aussi traiter les actions humaines requises pour la limitation des conséquences d'une fusion du cœur. De plus, cette étude devra inclure, en plus des actions à mener par l'exploitant du site accidenté, les actions requises dans la démonstration de sûreté nucléaire à mener par les intervenants de la FARN sur le site accidenté et ne devra pas se limiter aux 24 premières heures de l'accident. Enfin, cette étude devra tenir compte des conditions d'intervention dans les situations concernées : conséquences sur le site des agressions « noyau dur », réacteur accidenté, piscine d'entreposage du combustible en ébullition, émission de substances dangereuses par des stockages ou procédés présents dans le périmètre de l'INB et ne résistant pas aux agressions « noyau dur », etc.

En fin d'instruction, EDF a communiqué à l'ASNR différents éléments sur la faisabilité des actions attendues dans la démonstration de sûreté, en « situations noyau dur », concernant le personnel de conduite et la FARN. Ces éléments, qui tiennent compte des différentes conditions d'intervention dans les situations concernées, portent sur les actions de prévention des accidents avec fusion du cœur et les actions de limitation des conséquences de ces accidents, sans limite de temps. EDF s'est engagée à compléter ces éléments par une étude formalisée, notamment fondée sur une nouvelle méthodologie visant à disposer de la raisonnable assurance de la faisabilité des actions de la FARN en situation d'accident avec fusion du cœur. L'ASNR juge ces éléments satisfaisants.

Compte tenu des enjeux, cette étude et la réalisation des éventuelles modifications en découlant font l'objet de la prescription [RP4-1300-FOH-A] de la décision de l'ASNR [20] (voir paragraphe 5.10).

5.8.8 Synthèse et prescriptions portant sur les dispositions prévues après l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi

EDF prévoit de finaliser le déploiement, lors du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, du « noyau dur » défini après les évaluations complémentaires de sûreté réalisées à la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi. En particulier, EDF prévoit des moyens robustes aux agressions externes extrêmes afin :

- de prévenir un accident avec fusion du combustible ou d'en limiter la progression : il s'agit en particulier de renforcer une partie du système d'alimentation en eau des générateurs de vapeur, de mettre en place un moyen permettant d'alimenter en eau la bâche d'alimentation de ce système, d'injecter de l'eau dans la piscine d'entreposage et de disposer de nouveaux moyens permettant de refroidir la piscine d'entreposage ;
- d'assurer le maintien de la sous-criticité du cœur en situation extrême : il s'agit de disposer d'un moyen d'injection d'eau borée à haute pression ;
- de limiter les rejets radioactifs de grande ampleur : il s'agit en particulier des moyens mis en œuvre en cas de fusion du cœur afin d'évacuer la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement et de prévenir le percement du radier.

L'alimentation électrique de ces équipements est assurée par le diesel d'ultime secours (DUS), qui est déjà présent sur l'ensemble des réacteurs de 1300 MWe, et par une distribution électrique résistant aux agressions extrêmes.

Ces dispositions permettront, en cas de situation extrême, de limiter le risque de fusion du cœur, de limiter les conséquences d'un accident grave et de réduire le risque de découvrement des assemblages combustibles entreposés dans la piscine. Elles constitueront des avancées majeures pour la sûreté.

*

À l'issue de l'instruction, l'ASNR prescrit [20] la réalisation des améliorations majeures de la sûreté apportées par le « noyau dur », prévues par EDF dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe. Il s'agit, en plus des prescriptions techniques [RP4-1300-PISC-A], [RP4-1300-AG-A], [RP4-1300-AG-B] et [RP4-1300-FOH-A] présentées aux paragraphes 5.4, 5.5 et 5.10, des prescriptions techniques suivantes :

Alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur faisant partie du noyau dur

[RP4-1300-ND-A] I.– Au plus tard lors de la quatrième visite décennale, l'exploitant met en œuvre la modification de l'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur, ainsi que la disposition de réalimentation de la bâche correspondante depuis la source d'eau ultime, prévues en réponse au deuxième alinéa du III de la prescription [ECS-ND1] de l'annexe aux décisions du 21 janvier 2014 susvisées.

II.– Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale, les moyens permettant l'évacuation de la puissance résiduelle par le circuit secondaire en *situation noyau dur* font partie du *noyau dur*.

Moyen de secours de l'injection aux joints des groupes motopompes primaires

[RP4-1300-ND-B] I.– Au plus tard lors de la quatrième visite décennale, l'exploitant met en œuvre un nouveau moyen de secours de l'injection aux joints des groupes motopompes primaires afin de pouvoir injecter de l'eau borée lorsque le circuit primaire est à haute pression.

II.– Au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale, ce moyen fait partie du *noyau dur.*

Déploiement complet du noyau dur

[RP4-1300-ND-C] Sans préjudice des dispositions de la présente décision et des décisions du 21 janvier 2014 susvisées, l'exploitant met en œuvre l'ensemble des autres dispositions du *noyau dur* au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la quatrième visite décennale.

5.9 RÉÉVALUATION DE LA SÛRETÉ DES BÂTIMENTS DES AUXILIAIRES DE CONDITIONNEMENT ET DE TRAITEMENT DES DÉCHETS (BAC/BTE)

Bien que le combustible nucléaire présent dans le réacteur ou dans la piscine d'entreposage du combustible constitue le principal enjeu de la maîtrise des risques d'accident de nature radiologique des centrales nucléaires, des accidents mettant en cause les déchets ou les effluents radioactifs entreposés ou en cours de traitement sur le site sont également susceptibles de conduire à des rejets de substances radioactives.

5.9.1 Objectifs spécifiques du réexamen

L'ASN a demandé à EDF, lors de la phase d'orientation du réexamen périodique [7], de réexaminer la maîtrise des risques d'accident de nature radiologique pouvant survenir au sein des bâtiments annexes de conditionnement et de traitement des effluents (BAC/BTE[79]). De manière plus précise, cette demande portait sur une réévaluation de ces risques en actualisant les données suivantes :

- l'état des installations et le recensement des opérations pouvant s'y dérouler ;
- l'inventaire des substances radioactives présentes (inventaire avec les caractéristiques physiques et radiologiques des substances et estimation de la quantité maximale pouvant être présente) ;
- la liste, justifiée en fonction des opérations réalisées dans ces bâtiments, des scénarios retenus dans le cadre de la démarche déterministe prudente ;
- les dispositions de prévention et de détection des situations d'incident ou d'accident associées à ces événements déclencheurs ;
- les dispositions de limitation des conséquences de ces situations d'incident ou d'accident ;
- les exigences de sûreté associées à ces dispositions au regard des objectifs de sûreté ou en lien avec les objectifs de sûreté ;
- l'évaluation des conséquences radiologiques des situations d'incident ou accident, y compris quand ils résultent d'une agression, au regard des scénarios de référence correspondant aux termes source des scénarios enveloppes.

5.9.2 Synthèse des études réalisées et des modifications prévues

En réponse à la demande de l'ASN, EDF a mis à jour les analyses de sûreté des BAC et des BTE établies dans le cadre du troisième réexamen périodique. Cette mise à jour prend en compte les demandes formulées par l'ASN à l'issue de la phase générique du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe.

Elle intègre notamment une réévaluation des risques associés aux grands chauds, à la foudre, à la neige et au vent. Elle comprend également une analyse des risques des activités réalisées et réévalue les conséquences radiologiques de l'accident le plus sévère (incendie généralisé du bâtiment) au regard des inventaires de déchets établis de 2010 à 2019. EDF a établi un plan de maîtrise du risque d'incendie spécifique à ces bâtiments dont les actions s'échelonnent de 2025 à 2028 (plan d'action applicable également aux réacteurs de 900 MWe et de type N4). Ce plan prévoit notamment une analyse du respect de certaines règles d'exploitation, une surveillance accrue des activités réalisées dans ces bâtiments, la réalisation d'exercices de lutte contre l'incendie et la sécurisation de certaines zones (armoires « sécheurs filtres », zone dédiée aux piles et batteries, zone dédiée à la charge des engins de manutention).

Enfin, EDF prévoit de déterminer à la fin de l'année 2025 des opportunités d'amélioration pour la sûreté du BAC et du BTE, sur la base d'une analyse du retour d'expérience et de visites de terrain planifiées en 2025.

[79] Un bâtiment annexe de conditionnement est présent au sein des centrales nucléaires de Paluel et de Flamanville, un bâtiment de traitement des effluents est présent au sein des centrales nucléaires de Saint-Alban, Cattenom, Belleville, Nogent, Golfech et Penly.

5.9.3 Position de l’ASNR sur l’atteinte des objectifs du réexamen

L’ASNR souligne que la mise à jour des analyses de sûreté des BAC et des BTE réalisées dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, a permis l’identification de modifications qui amélioreront la robustesse des installations vis-à-vis de certaines agressions. Cette mise à jour est en cours d’analyse.

EDF s’est engagée à revoir son plan de maîtrise du risque d’incendie au regard des conclusions des analyses prévues, ce qui est satisfaisant.

Enfin, l’ASNR sera attentive aux améliorations complémentaires qu’EDF définira à la fin de l’année 2025 sur la base de l’analyse du retour d’expérience et de visites de terrain.

5.10 CAPACITÉ DES INTERVENANTS À RÉALISER LES ACTIONS PRÉVUES EN SITUATION D'ACCIDENT, D'ACCIDENT GRAVE OU D'AGRESSION

En ce qui concerne les « situations noyau dur », la capacité des intervenants à réaliser les actions requises est traitée dans le paragraphe 5.8.7.

5.10.1 Objectifs spécifiques du réexamen

À la suite du troisième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe [70], l'ASN a considéré qu'il était « *indispensable qu'EDF vérifie que les actions prévues pour limiter les conséquences d'un accident puissent être effectuées, dans le respect des prescriptions fixées par les codes du travail et de la santé publique* ». L'ASN a également considéré que « *la démarche d'EDF doit être complétée à l'occasion des prochains réexamens afin de justifier la possibilité d'effectuer les actions prévues (en local) par des intervenants lorsque cette intervention a été prise en compte pour limiter les conséquences radiologiques de certains accidents telles qu'elles ont été évaluées. EDF devra également justifier la disponibilité des moyens permettant l'intervention dans les conditions d'ambiance et d'accès (radiologique, thermique, toxique, d'anoxie, d'ouverture de portes, vannes, etc.) des agents.* »

5.10.2 Synthèse des études réalisées

EDF prévoit, pour vérifier la capacité des intervenants à accéder aux locaux et à y réaliser les actions requises dans la démonstration de sûreté nucléaire en cas d'accident, d'accident grave ou d'agression, de reconduire, lors du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, la démarche mise au point dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, qu'elle a complétée pour répondre à la prescription [RP4-1300-FOH-B] adoptée par l'ASN [60] à l'issue de la phase générique de ce réexamen.

EDF précise que les conditions d'ambiance ou d'accès susceptibles d'évoluer de manière anormale du fait de l'initiateur sont, pour les accidents de dimensionnement et du domaine complémentaire, de nature radiologique et thermique et, pour les agressions, de natures diverses et spécifiques à chacune des agressions considérées. Enfin, EDF indique que ces études seront terminées en décembre 2025.

Par ailleurs, EDF a fourni en janvier 2024 une note présentant les résultats de ses études de faisabilité, en termes de radioprotection, des actions strictement nécessaires en cas d'un accident avec fusion du cœur. EDF conclut à la faisabilité de ces actions en termes de radioprotection, les doses évaluées étant compatibles avec la réglementation applicable en situation d'urgence radiologique (« valeur repère » de 100 mSv pour les accidents graves). EDF précise que le port d'un masque de protection respiratoire est pris en compte pour l'ensemble des actions étudiées et que cette protection « permet de limiter efficacement l'irradiation interne par inhalation, constituant un moyen efficace d'optimisation de la dose reçue ».

5.10.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen

L'ASNR considère que la démonstration de la capacité des intervenants à réaliser les actions requises par la démonstration de sûreté doit comporter la vérification de la capacité des intervenants à se rendre sur place et à réaliser les actions en local, dans les délais requis, compte tenu des conditions d'intervention dans les situations concernées. Ces conditions peuvent être des conditions d'ambiance (radiologique, thermique, toxique, d'anoxie, d'humidité ambiante, etc.) ou des conditions d'accès physique (zone inondée, encombrement des accès à des organes de contrôle et de commande, disponibilité et emplacements des outillages nécessaires pour réaliser l'action, nécessité de récupérer des clés ou des autorisations pour ouvrir des portes ou des portails d'accès, etc.), éventuellement dégradées par l'accident ou l'agression considérée.

Par ailleurs, l'ASNR souligne que les demandes formulées dans le courrier [71], notamment en ce qui concerne les hypothèses à retenir pour calculer la dose et la durée d'exposition des travailleurs en situation accidentelle, d'accident grave ou d'agression, s'appliquent aux études du réexamen. Ces études doivent

permettre de justifier l'optimisation de l'exposition des travailleurs en situation d'urgence radiologique. Pour les accidents sans fusion du cœur et les agressions, l'ASNR note que les études d'EDF sont attendues pour décembre 2025.

Compte tenu des enjeux, l'ASNR encadre ces études et la mise en œuvre des éventuelles modifications en découlant par la prescription [RP4-1300-FOH-A] de sa décision [20].

En ce qui concerne la note présentant les résultats des études de faisabilité, en termes de radioprotection des actions strictement nécessaires en cas d'un accident avec fusion du cœur, l'ASNR relève qu'elle n'intègre pas certaines actions requises dans la démonstration de sûreté. En effet, ni les actions réalisées plus de 48 heures après l'entrée en accident grave par les personnels de conduite, ni celles réalisées par la FARN ne sont traitées dans cette note. Par ailleurs, cette note n'évalue que les conditions de radioprotection et ne permet pas de justifier que les actions sont réalisables dans les délais impartis dans la démonstration de sûreté, en tenant compte des conditions d'accès physique (durée du cheminement jusqu'au lieu de réalisation de l'action, encombrement des accès à des organes de contrôle et de commande, disponibilité et emplacements des outillages éventuellement nécessaires pour réaliser l'action, etc.) et des conditions d'ambiance (radiologique, thermique, toxique, d'anoxie, d'humidité ambiante, etc.). À l'issue de l'instruction, EDF s'est engagée à compléter sa note, ce qui est satisfaisant.

5.10.4 Synthèse et prescription sur la capacité des intervenants à réaliser les actions prévues en situation d'accident, d'accident grave ou d'agression

EDF prévoit de vérifier la capacité des intervenants à accéder aux locaux et à y réaliser les actions requises dans la démonstration de sûreté nucléaire en cas d'accident, d'accident grave ou d'agression. L'ASNR considère que la démonstration de la capacité des intervenants à réaliser les actions requises par la démonstration de sûreté doit comporter la vérification de la capacité des intervenants à se rendre sur place et à réaliser les actions en local, dans les délais requis, compte tenu des conditions d'intervention dans les situations concernées.

*

L'ASNR encadre par la prescription [RP4-1300-FOH-A] [20] la réalisation des études et des éventuelles modifications en découlant.

Capacité des intervenants à réaliser les actions locales

[RP4-1300-FOH-A] I.– Au plus tard le 30 juin 2026, l'exploitant vérifie la capacité des intervenants à accéder aux emplacements prévus et à y réaliser les actions requises dans la démonstration de sûreté nucléaire en cas d'accident ou d'agression en tenant compte des conditions d'intervention dans les situations concernées.

À la même échéance, l'exploitant définit les éventuelles modifications à mettre en œuvre et le calendrier associé.

II.– Au plus tard le 31 décembre 2028, l'exploitant vérifie la capacité des intervenants à accéder aux emplacements prévus et à y réaliser les actions requises dans la démonstration de sûreté nucléaire en *situation noyau dur* pour la prévention de la fusion du cœur et la limitation de ses conséquences, en tenant compte des conditions d'intervention dans les situations concernées.

À la même échéance, l'exploitant définit les éventuelles modifications à mettre en œuvre et le calendrier associé.

5.11 RÉÉVALUATION DES RISQUES NON RADIOLOGIQUES

5.11.1 Objectifs spécifiques du réexamen

L'article L. 593-18 du code de l'environnement dispose que le réexamen doit permettre d'actualiser l'appréciation des risques, y compris des risques non radiologiques, que l'installation présente pour les intérêts mentionnés à l'article L. 593-1, à savoir la sécurité, la santé et la salubrité publiques et la protection de la nature et de l'environnement.

5.11.2 Synthèse des études réalisées

EDF a transmis une démarche de prise en compte des risques non radiologiques, ayant notamment pour objectif d'évaluer les risques et leur acceptabilité vis-à-vis des intérêts à protéger. Si des scénarios d'accident suffisamment probables ou graves peuvent atteindre les intérêts à protéger, l'exploitant doit prévoir la mise en œuvre de dispositions de maîtrise des risques de manière à réduire autant que possible la probabilité d'occurrence de ces derniers ou leur gravité.

EDF a intégré, dans la partie du rapport de sûreté générique à tous les réacteurs de 1300 MWe, la description de sa démarche d'évaluation des risques non radiologiques.

La déclinaison de cette démarche pour chacun des sites est intégrée quant à elle dans la partie du rapport de sûreté spécifique à chaque site.

Comme toutes les centrales nucléaires relèvent du classement « seuil haut » de la directive 2012/18/UE du 4 juillet 2012 dite « Seveso 3 », cette démarche tiendra lieu également de réexamen des risques non radiologiques prévu par le II de l'article 4.3.2 de l'arrêté INB [1].

5.11.3 Position de l'ASNR sur l'atteinte des objectifs du réexamen

Dans le cadre du réexamen, l'ASNR a veillé à ce qu'EDF prenne en compte les demandes du courrier [72] portant sur des évolutions d'ordre méthodologique nécessaires pour la réalisation des études de dangers, en particulier en ce qui concerne la prise en compte des scénarios de mélanges incompatibles de substances chimiques présentes dans l'installation.

EDF a intégré dans ses études de dangers les éléments demandés pour les huit centrales nucléaires de 1300 MWe.

L'ASNR sera particulièrement vigilante à l'appréciation et à l'actualisation des risques non radiologiques présentés dans le rapport de sûreté spécifique à chacun des sites, et notamment aux mesures de réduction du risque à la source et aux mesures de mitigation des effets mises en œuvre ou envisagées dans les études de dangers.

6 POSITION DE L'ASNR SUR LE RÉEXAMEN DES INCONVÉNIENTS PRÉSENTÉS PAR LE FONCTIONNEMENT NORMAL DES INSTALLATIONS

L'article L. 593-18 du code de l'environnement dispose que le réexamen périodique doit permettre d'actualiser l'appréciation des inconvénients de l'installation induits par son fonctionnement normal ou dégradé.

Les inconvénients que présentent les installations correspondent aux impacts potentiels des prélèvements d'eau, des rejets d'effluents ainsi qu'aux nuisances constituées par le bruit et les vibrations, l'envol de poussières, les odeurs et la dispersion de micro-organismes pathogènes.

Par ailleurs, la gestion des déchets relevant du fonctionnement normal de l'exploitation est rattachée à ce volet du réexamen.

6.1 OBJECTIFS SPÉCIFIQUES DU RÉEXAMEN

EDF s'appuie sur une démarche de prise en compte des inconvénients en deux étapes :

- la première étape vise à apprécier la situation des installations au regard des règles qui leur sont applicables ;
- la deuxième étape vise à actualiser l'appréciation des inconvénients que l'installation présente en se fondant sur les dispositions introduites par l'arrêté INB [1] et la décision de l'ASN du 16 juillet 2013 [73].

Cette démarche est présentée par EDF dans son dossier d'orientation des réexamens périodiques dédié aux inconvénients.

Lors de sa prise de position sur les orientations du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe [7], l'ASN a demandé à EDF de préciser certaines modalités de la première étape visant à apprécier la situation des installations au regard des règles qui leur sont applicables.

Par ailleurs, l'ASN a également demandé [7] à EDF de mettre à jour, dans le cadre du quatrième réexamen, les études d'impact des centrales nucléaires en veillant notamment :

- à consolider les mises à jour réalisées par le passé sous la forme prévue par les articles R. 122-5 et R. 593-17 du code de l'environnement ;
- à tenir compte de l'évolution de l'état des connaissances, notamment en matière d'évaluation des impacts des rejets des installations et d'évolution de l'environnement du site ;
- à décrire le cumul des incidences avec les autres activités existantes, notamment le cumul des incidences des centrales nucléaires situées sur un même fleuve ;
- à décrire l'incidence de l'installation sur le climat et sa vulnérabilité au changement climatique, notamment en ce qui concerne les rejets thermiques, la gestion des rejets liquides et l'utilisation de la ressource en eau.

6.2 SYNTHÈSE DES ÉTUDES RÉALISÉES DANS LE CADRE DE LA PHASE GÉNÉRIQUE

6.2.1 Définition des actions à mettre en œuvre dans le cadre de la phase spécifique

En 2021, EDF a mis à jour son dossier d'orientation des réexamens périodiques dédié aux inconvénients afin de répondre à la demande n° 77 du courrier [7]. L'analyse par l'ASN de ce dossier a donné lieu à plusieurs demandes de l'ASN [74] auxquelles EDF a apporté des éléments de réponses en 2024.

Dans le rapport de conclusion du réexamen périodique de chaque réacteur figurera la déclinaison de la démarche décrite dans ce dossier.

6.2.2 Mise à jour des études d'impact des centrales nucléaires

En réponse à la demande de l'ASN, EDF s'est engagée à mettre à jour les études d'impact, à l'image de ce qui est réalisé dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe en réponse à la prescription [RP4-1300-INC-B] de l'annexe à la décision [60], et de transmettre ces études lors de la remise du rapport de conclusion du réexamen.

Par ailleurs, EDF a prévu de transmettre, avec le rapport de conclusion du réexamen, une analyse de l'état chimique et radiologique de l'environnement, des mesures de bruit et une analyse des meilleures techniques disponibles appelées par la décision de l'ASN du 16 juillet 2013 [73].

6.3 POSITION DE L'ASNR SUR L'ATTEINTE DES OBJECTIFS DU RÉEXAMEN

6.3.1 Définition des actions à mettre en œuvre dans le cadre de la phase spécifique

L'ASNR a instruit les réponses apportées par EDF en 2024 au courrier [74].

Performance des systèmes participant à la maîtrise des inconvénients

L'ASNR constate que le programme de contrôle de conformité mis en œuvre par EDF à la demande de l'ASN dans le cadre du troisième réexamen périodique a exclu les systèmes de traitement des effluents gazeux (système TEG), le système d'appoint en eau et en bore (système REA) et certaines fonctions des systèmes TEU et TEP. Il a par ailleurs été limité à la vérification que les contrôles prévus sur quelques équipements en application de la réglementation ont bien été réalisés. Enfin, il n'a pas permis de conclure sur la performance des dispositions de réduction à la source de la production d'effluents ainsi que sur des dispositions d'optimisation du traitement de ces effluents.

Par ailleurs, l'ASN a conduit trois campagnes d'inspections renforcées dans le domaine de l'environnement en 2022, 2023 et 2024. Il est ressorti des constats réalisés à cette occasion [75] [76], plusieurs problématiques récurrentes qui affectent la performance de ces systèmes telles que :

- l'indisponibilité ou l'inefficacité du traitement par déminéralisation du système TEU ;
- l'indisponibilité du traitement par évaporation du système TEU ;
- l'inétanchéité des réservoirs d'entreposage des systèmes TEP et REA qui conduit à ce que le recyclage des effluents du circuit primaire ne soit plus possible.

Si les conditions d'exploitation des sites concernés par ces constats leur permettent de respecter les limites de prélèvement et de rejets fixées par les décisions de l'ASNR, une meilleure performance de ces systèmes permettrait généralement de réduire la quantité d'effluents à entreposer et à rejeter dans le milieu naturel et la consommation d'eau industrielle.

Ainsi, l'ASNR considère que le réexamen périodique doit permettre de s'assurer de la performance des dispositions de réduction à la source de la production d'effluents ainsi que des dispositions d'optimisation de leur traitement. Cela concerne en particulier les équipements des systèmes suivants :

- le système de traitement des effluents liquides du circuit primaire (TEP) dans le but de les recycler ;
- le système REA qui permet de réutiliser les effluents traités par le système TEP par réinjection dans le circuit primaire ;
- le système de traitement des effluents liquides collectés au sein de l'îlot nucléaire (TEU) qui comporte des types de traitement (filtration, déminéralisation ou évaporation) adaptés aux caractéristiques (radiologiques ou chimiques) différentes de divers effluents collectés ;

- le système de traitement des effluents gazeux collectés dans l'îlot nucléaire (TEG) dont la fonction principale est d'entreposer ces effluents afin d'obtenir une décroissance de leur activité ;
- le système de traitement des effluents solides (TES) alimenté par le système de traitement TEU.

Par conséquent, au regard de l'objectif de maîtrise des inconvénients auquel participe les dispositions de réduction à la source de la production d'effluents ainsi que les dispositions d'optimisation de traitements de ces effluents, l'ASNR considère nécessaire qu'EDF réalise un diagnostic approfondi des systèmes TEP, TEU, REA et TEG et identifie, le cas échéant, les actions permettant de retrouver leurs performances attendues et celles qui permettront de les maintenir dans la durée. L'ASNR considère que cette démarche doit également porter sur les systèmes de prélèvement et de traitement de l'eau. **Ces points font l'objet de la prescription [RP4-1300-INC-A] de la décision de l'ASNR [20].**

Analyse des meilleures techniques disponibles

En application de la décision de l'ASN du 16 juillet 2013 [73], EDF a prévu de réaliser une analyse des performances des moyens de prévention et réduction des impacts et nuisances engendrés par l'installation nucléaire de base au regard de l'efficacité des meilleures techniques disponibles en évaluant notamment les différences de performances.

L'ASNR fait régulièrement le constat que les analyses des meilleures techniques disponibles produites par EDF dans le cadre d'autres réexamens sont souvent trop génériques et ne prennent en compte ni les spécificités des centrales nucléaires concernées, ni les enjeux particuliers associés à la sensibilité du milieu naturel dans lequel elles sont implantées, en particulier de la ressource en eau et de ses divers usages.

Ainsi l'ASNR sera attentive à ce que les analyses produites par EDF dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe tiennent compte des spécificités locales des sites et ne se limitent pas à l'adéquation des choix de conception initiale des centrales nucléaires avec les documents de référence rédigés par la Commission européenne (*best available techniques reference documents*) et les pratiques internationales.

6.3.2 Mise à jour des études d'impact des centrales nucléaires

Dans le cadre de la mise à jour par EDF des études d'impact des réacteurs de 1300 MWe, l'ASNR considère qu'EDF doit en particulier :

- tenir compte de l'évolution de l'état des connaissances, notamment en matière d'évaluation des impacts des rejets des installations et d'évolution de l'environnement du site ;
- décrire l'incidence des installations sur le climat et la vulnérabilité des installations au changement climatique, notamment en ce qui concerne les rejets thermiques, la gestion des rejets liquides et l'utilisation de la ressource en eau.

Par ailleurs, l'ASNR considère qu'EDF doit mener une analyse des pratiques d'exploitation de chaque site portant sur les rejets thermiques, la gestion des rejets liquides et l'utilisation de la ressource en eau, en tenant compte :

- des données actualisées disponibles des évolutions hydro-climatiques, notamment en ce qui concerne les débits d'étiage et les températures maximales des cours d'eau ;
- des enjeux particuliers de la ressource en eau, notamment les orientations définies par les acteurs publics territoriaux, les autres usages et les effets possibles de cumul avec d'autres activités existantes.

EDF devra également préciser les améliorations contribuant à la réduction des impacts de ses installations sur l'environnement qu'elle prévoit au regard des conclusions de l'étude d'impact mise à jour et des meilleures techniques disponibles, ainsi que le calendrier de mise en œuvre associé. **Ces points font l'objet de la prescription [RP4-1300-INC-B] de la décision de l'ASNR [20].**

6.4 SYNTHÈSE ET PRESCRIPTIONS PORTANT SUR LES INCONVÉNIENTS PRÉSENTÉS PAR LE FONCTIONNEMENT NORMAL

Les inconvénients présentés par le fonctionnement normal des installations sont spécifiques à chaque site. La phase générique du réexamen a permis de définir le programme de travail qui sera décliné pour chaque centrale nucléaire. EDF a ainsi défini le périmètre des contrôles à effectuer et les études à mener.

L'ASNR prescrit la réalisation d'une évaluation des performances des systèmes participant à la réduction des prélèvements d'eau ou des rejets d'effluents chimiques ou radioactifs dans l'environnement. Elle demande par ailleurs :

- **la consolidation des études d'impact selon la forme actuellement prévue par le code de l'environnement ;**
- **la réalisation d'une analyse des pratiques d'exploitation portant sur les rejets thermiques, la gestion des rejets liquides et l'utilisation de la ressource en eau, en tenant compte des évolutions hydro-climatiques et des orientations définies par les acteurs publics territoriaux ;**
- **l'identification d'améliorations permettant la réduction des impacts sur l'environnement.**

*

À l'issue de l'instruction, EDF s'est engagée à réaliser la plupart des compléments nécessaires que l'instruction de l'ASNR a mis en évidence. L'ASNR prescrit [20] la réalisation des améliorations majeures prévues par EDF ainsi que certaines dispositions supplémentaires qu'elle considère comme nécessaires à l'atteinte des objectifs du réexamen.

Traitement des effluents

[RP4-1300-INC-A] I.– Au plus tard le 31 décembre 2027, l'exploitant transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection une évaluation des performances des systèmes de ses réacteurs participant à la réduction des prélèvements d'eau ou des rejets d'effluents chimiques ou radioactifs dans l'environnement. Cette évaluation intègre notamment les spécificités de chaque site et celles du milieu naturel.

Au plus tard le 31 décembre 2030, il précise, pour les systèmes concernés, les actions de rénovation, d'exploitation ou de maintenance préventive qu'il met en place pour garantir dans la durée leur performance au regard de la maîtrise des inconvénients. Ces actions sont assorties d'un calendrier de mise en œuvre.

II.– Pour ce qui concerne les systèmes participant à la production d'eau déminéralisée, ces échéances sont respectivement portées au 31 décembre 2030 et au 31 décembre 2033.

Études d'impact des installations

[RP4-1300-INC-B] I.– Au plus tard lors de la remise du premier rapport de conclusion du réexamen de chaque site, l'exploitant consolide les mises à jour de l'étude d'impact réalisées jusqu'à cette date sous la forme prévue par les articles R. 122-5 et R. 593-17 du code de l'environnement. Dans ce cadre, il veille :

- à tenir compte de l'évolution de l'état des connaissances, notamment en matière d'évaluation des impacts des rejets des installations et d'évolution de l'environnement du site ;
- à décrire l'incidence des installations sur le climat et la vulnérabilité des installations au changement climatique, notamment en ce qui concerne les rejets thermiques, la gestion des rejets liquides et l'utilisation de la ressource en eau.

Il peut fonder son étude sur des données et analyses existantes quand celles-ci sont encore pertinentes, en particulier quand il a évalué certains impacts sur l'environnement lors de modifications récentes.

En l'absence d'évolution significative répertoriée, l'exploitant peut reconduire les éléments existants sur la connaissance du milieu devant figurer dans la description des aspects pertinents de l'état de l'environnement.

II. – Dans le même délai, l'exploitant transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection une analyse des pratiques d'exploitation de chaque site portant sur les rejets thermiques, la gestion des rejets liquides et l'utilisation de la ressource en eau, en tenant compte :

- des données actualisées disponibles des évolutions hydro-climatiques, notamment en ce qui concerne les débits d'étiage et les températures maximales des cours d'eau ;
- des enjeux particuliers de la ressource en eau, notamment les orientations définies par les acteurs publics territoriaux, les autres usages et les effets possibles de cumul avec d'autres activités existantes.

III.– Dans le même délai, l'exploitant précise les améliorations contribuant à la réduction des impacts de ses installations sur l'environnement qu'il prévoit au regard des conclusions de l'étude d'impact mentionnée au I, de l'analyse mentionnée au II et des meilleures techniques disponibles, ainsi que le calendrier de mise en œuvre associé.

7 POSITION DE L'ASNR SUR LA PRISE EN COMPTE DES FACTEURS ORGANISATIONNELS ET HUMAINS

Les facteurs organisationnels et humains (FOH) désignent les facteurs ayant une influence sur la performance humaine, tels que les compétences, l'environnement de travail, les caractéristiques des tâches, et l'organisation [1]. L'étude de ces facteurs mobilise des connaissances et des méthodes issues des sciences humaines et sociales afin d'appréhender les systèmes sociotechniques dans leur fonctionnement réel [77] dans un but de prévention, de détection et de gestion des situations indésirables.

7.1 OBJECTIFS SPÉCIFIQUES DU RÉEXAMEN

En matière de facteurs organisationnels et humains (FOH), EDF s'est fixé deux objectifs pour ce réexamen périodique :

- appliquer une démarche de prise en compte systématique des FOH dans le processus de conception des modifications et étudier les conséquences socio-organisationnelles et humaines des modifications ;
- identifier, à partir du retour d'expérience, les « *domaines devant faire l'objet d'amélioration* ».

Dans sa position sur les orientations du réexamen [7], l'ASN a estimé que les deux objectifs d'EDF étaient insuffisamment ambitieux au regard des enjeux de maîtrise des risques que présentent les activités d'exploitation des installations nucléaires. En conséquence, l'ASN a demandé à EDF de mettre en œuvre, à l'occasion du réexamen, un programme d'étude lui permettant de se prononcer sur la capacité de ses installations, à faire face à la diversité des situations réelles d'exploitation et le cas échéant, d'identifier des pistes de progrès. Le principe de standardisation étant au cœur de l'organisation d'EDF pour assurer la maîtrise des risques dans les activités d'exploitation, l'ASN a demandé à EDF d'inclure dans son programme d'étude l'analyse de l'impact des démarches de standardisation sur les activités d'exploitation.

7.2 SYNTHÈSE DES ÉTUDES RÉALISÉES

7.2.1 Cadrage des études

En réponse à la demande de l'ASN et après des échanges avec l'ASN et l'IRSN, EDF a défini en 2021 un programme d'étude fondé sur :

- l'élaboration d'un modèle permettant de caractériser la capacité à faire face à la diversité des situations réelles d'exploitation en s'intéressant aux régulations mises en place au niveau des individus (micro), des collectifs de travail (méso) et des organisations (macro) ;
- l'application de ce modèle, sur la base de recueils de données du terrain, à des situations fortement impactées par les évolutions induites par le quatrième réexamen périodique :
    - MS1 – la maîtrise de la diversité et de l'hétérogénéité des référentiels intrasite,
    - MS2 – l'adaptation des spécifications techniques, intellectuelles et organisationnelles aux réalités de terrain,
    - MS3 – l'appropriation et la mise en œuvre du programme du quatrième réexamen périodique par les centrales nucléaires,
    - MS4 – la gestion de l'accroissement d'exigences et la complexification induite.

En raison du périmètre important de ce programme, de la nouveauté de la démarche dans le cadre d'un réexamen périodique, EDF, en accord avec l'ASN, a décidé, en juin 2022, d'en réduire le périmètre et de se

concentrer sur l'identification d'enseignements concrets. Ainsi, EDF a finalement retenu des situations relevant uniquement des macro-situations MS1, MS2 et MS4.

La démarche a été étendue à l'ensemble des réacteurs d'EDF, conformément aux demandes formulées par l'ASN dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe et du troisième réexamen périodique des réacteurs de type N4.

7.2.2 Etudes engagées

EDF a développé un modèle de maîtrise de la diversité des situations d'exploitation (MDSE) qui vise à analyser les modalités de maîtrise de la complexité des situations.

Cette démarche a d'abord été mise en œuvre sur une situation : celle de l'intégration du référentiel de la quatrième visite décennale dans le chapitre IX des règles générales d'exploitation relatif aux essais périodiques (relevant de la macro-situation MS1). EDF a ensuite analysé différentes situations relevant des trois macro-situations du programme retenu (MS1, MS2 et MS4) à partir des données collectées sur trois centrales nucléaires de 900 MWe et une centrale de 1300 MWe. Enfin, les données ont été consolidées avec des entretiens et observations réalisés sur un site de type N4, des entretiens complémentaires réalisés auprès des centres d'ingénieries et des entités nationales (DPN, UNIE, DIPDE, CNEPE) et de données complémentaires apportées par d'autres études réalisées par EDF dans le cadre des quatrièmes réexamens périodiques.

Les résultats des études montrent que, confrontés aux sources de diversité et de complexité, les organisations, les collectifs et les individus s'adaptent et souvent se reconfigurent pour garder la maîtrise des situations d'exploitation et répondre aux enjeux de sûreté. Cependant, le coût individuel et collectif résultant des efforts d'adaptation et de reconfiguration amènent à se poser la question de la robustesse dans le temps, des mécanismes mis en évidence aux trois niveaux (micro, méso et macro). EDF a identifié plusieurs leviers tels que la mise en place de réunions d'échanges périodiques entre les centres d'ingénierie et des représentants métiers des sites, le projet « améliorer l'intégration des modifications » du programme START 2025[80] ou le projet de simplification du référentiel d'exploitation. Ces leviers déjà ou en cours de mise en œuvre visent à réduire la complexité des situations et à faciliter l'appropriation par l'exploitant des changements majeurs portés par les quatrièmes réexamens périodiques.

7.3 POSITION DE L'ASNR SUR L'ATTEINTE DES OBJECTIFS DU RÉEXAMEN

L'ASNR instruit actuellement les analyses menées par EDF dans un cadre transverse à l'ensemble des réacteurs français. Elle prendra position sur les analyses menées par EDF et les actions mises en place de façon décorrélée du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe.

[80] START 2025 est un plan d'EDF pour améliorer la performance des arrêts des réacteurs.

8 CONCLUSION SUR LA POURSUITE DE FONCTIONNEMENT DES RÉACTEURS DE 1300 MWE À L'ISSUE DE LA PHASE GÉNÉRIQUE DU QUATRIÈME RÉEXAMEN PÉRIODIQUE

En conclusion, l'ASNR souligne les objectifs particulièrement ambitieux du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe et le travail très conséquent effectué par EDF dans le cadre de la phase générique. Elle souligne également l'ampleur des modifications prévues par EDF, dont la mise en œuvre constituera des améliorations très significatives de la sûreté.

À l'issue de l'instruction, l'ASNR prescrit la réalisation des améliorations majeures de la sûreté prévues par EDF ainsi que certaines dispositions supplémentaires qu'elle considère comme nécessaires à l'atteinte des objectifs du réexamen. Ces prescriptions sont similaires à celles que l'ASN a adoptées pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe.

Les dispositions prévues au stade générique du réexamen, ainsi que celles qui seront définies dans le cadre des études spécifiques à chaque site, devront être déclinées sur chaque réacteur en vue de la poursuite de son fonctionnement. L'ASNR demande à EDF de réaliser les modifications portant le plus de bénéfices pour la sûreté dès la visite décennale de chaque réacteur. Les autres améliorations devront être réalisées au plus tard lors du quatrième arrêt programmé pour maintenance et renouvellement du combustible suivant la visite décennale.

Cet échelonnement est lié à l'ampleur des travaux qui se dérouleront de surcroît simultanément sur plusieurs réacteurs de 1300 MWe et en parallèle des réexamens des autres réacteurs d'EDF. Il tient compte des capacités industrielles des fournisseurs et des prestataires d'EDF et de la capacité des équipes sur le terrain à intégrer les modifications apportées aux installations.

L'ASNR demande à EDF de rendre compte annuellement de l'avancement des actions à réaliser, des enseignements qu'elle tire de la mise en œuvre sur les sites des dispositions issues du réexamen périodique, ainsi que de sa capacité industrielle et de celle des intervenants extérieurs à réaliser dans les délais les modifications des installations. Elle demande également, en cas de risque de non-respect des échéances, de préciser les mesures complémentaires mises en œuvre pour remédier aux insuffisances constatées. L'ASNR demande que ces éléments soient rendus publics.

L'ASNR considère que les dispositions prévues par EDF, complétées par le respect des prescriptions et des demandes formulées par l'ASNR, devraient permettre d'atteindre les objectifs du réexamen et de rapprocher le niveau de sûreté des réacteurs de 1300 MWe de celui des réacteurs de troisième génération, notamment :

- en vérifiant, sur un large périmètre, la conformité des réacteurs à leur référentiel et en justifiant la performance du confinement en situation d'accident avec fusion du cœur ;
- en améliorant la prise en compte des agressions d'origine interne ou externe, notamment des grands chauds. Les réacteurs pourront ainsi faire face à des agressions plus sévères que celles retenues jusqu'alors et seront robustes à la défaillance de certains équipements ;
- en limitant les conséquences radiologiques des accidents sans fusion du cœur, y compris en cas d'agression, ce qui permettra de réduire significativement l'occurrence de situations avec mise en œuvre de mesures de protection des populations ;
- en prenant en compte de nouvelles situations accidentelles pour les piscines, notamment celles considérées pour le réacteur EPR de Flamanville, et en améliorant les dispositions prévues pour gérer les situations accidentelles ou d'agression susceptibles de les affecter, avec l'installation d'un nouveau système d'appoint en eau et d'un nouveau système de refroidissement diversifié ;
- en réduisant le risque d'accident avec fusion du cœur et en limitant les conséquences de ce type d'accident, notamment grâce au dispositif EAS-ND et aux dispositions visant à réduire le risque de

percée du fond de l’enceinte par le corium. Ces dispositions permettront ainsi de réduire, de façon notable, les rejets dans l’environnement au cours de ce type d’accident.

À l’issue de la phase générique du réexamen, l’ASNR considère que ces améliorations de sûreté ouvrent la perspective d’une poursuite de fonctionnement des réacteurs de 1300 MWe pour les dix ans suivant leur quatrième réexamen périodique.

9 RÉFÉRENCES

[1] Arrêté du 7 février 2012 modifié fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base

[2] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2013-013464 du 28 juin 2013 relatif au programme générique proposé par EDF pour la poursuite du fonctionnement des réacteurs en exploitation au-delà de leur quatrième réexamen de sûreté

[3] Décision de l'ASN n° 2011-DC-0213 du 5 mai 2011 prescrivant à Electricité de France (EDF) 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

[4] Avis de l'ASN n° 2012-AV-0139 de l'ASN du 3 janvier 2012 sur les évaluations complémentaires de la sûreté des installations nucléaires prioritaires au regard de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Kukushima Daiichi

[5] Décisions de l'ASN n° 2012-DC-274 à n° 2012-DC-292 du 26 juin 2012 relatives aux conclusions des évaluations complémentaires de sûreté

[6] Décisions de l'ASN n° 2014-DC-0394 à n° 2014-DC-0412 du 21 janvier 2014 fixant à EDF des prescriptions au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) des décisions de l'ASN n° 2012-DC-274 à n° 2012-DC-292 du 26 juin 2012

[7] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2019-009228 du 11 décembre 2019 relatif aux orientations de la phase générique du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe

[8] Avis du groupe permanent d'experts pour les réacteurs des 3 et 4 juillet 2024 sur les études d'agressions internes et externes du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe transmis par courrier CODEP-MEA-2024-037795 du 9 juillet 2024

[9] Avis du groupe permanent d'experts pour les réacteurs des 14 et 15 novembre 2024 sur les études d'accidents graves du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe transmis par courrier CODEP-MEA-2024-064080 du 22 novembre 2024

[10] Avis du groupe permanent d'experts pour les réacteurs des 4 et 5 décembre 2024 sur les études d'accidents du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe transmis par courrier CODEP-MEA-2024-068286 du 11 décembre 2024

[11] Avis du groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires des 17 et 18 décembre 2024 sur la tenue en service de la zone de cœur des cuves des réacteurs de 1300 MWe et sur les méthodes d'évaluation pour l'actualisation des dossiers de référence réglementaires transmis par courrier CODEP-MEA-2025-001275 du 8 janvier 2025

[12] Avis du groupe permanent d'experts pour les réacteurs des 29 et 30 avril 2025 sur le bilan du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe d'EDF transmis par courrier CODEP-DFP-2025-029920

[13] Note d'EDF D455623002376 du 13 juillet 2023 : Note de réponse aux objectifs RP4 1300

[14] Cahier de l'ASN n° 5 de janvier 2024 sur les réacteurs nucléaires de 1300 MWe intitulé « Fonctionnement au-delà de 40 ans : les enjeux du 4e réexamen périodique »

[15] Synthèse n° 2025-00125 des expertises en sûreté menées entre 2019 et 2024 par l'IRSN sur le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe

[16] Bilan de la garante et du garant émis en novembre 2024 sur la concertation sur l'amélioration de la sûreté des réacteurs de 1300 MWe du parc nucléaire français dans le cadre de leur 4e réexamen périodique

[17] Cahier de l'ASN no 3 de mars 2021 intitulé « 10 ans après Fukushima : Quelles améliorations pour la sûreté des installations nucléaires en France ? »

[18] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2021-027698 du 15 novembre 2021 relatif à l'instruction des programmes d'examens de conformité de tranche (ECOT RP4 1300)

[19] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2023-002301 du 16 février 2023 relatif à la méthodologie CONF1 pour le RP4 1300

[20] Décision no 2025-DC-016 du 1er juillet 2025 de l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection fixant à la société Électricité de France (EDF) les prescriptions applicables aux réacteurs des centrales nucléaires de Belleville-sur-Loire (INB nos 127 et 128), Cattenom (INB nos 124, 125, 126 et 137), Flamanville (INB nos 108 et 109), Golfech (INB nos 135 et 142), Nogent-sur-Seine (INB nos 129 et 130), Paluel (INB nos 103, 104, 114 et 115), Penly (INB nos 136 et 140) et Saint-Alban/Saint-Maurice (INB nos 119 et 120) au vu des conclusions de la phase générique de leur quatrième réexamen périodique

[21] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2021-007693 du 26 février 2021 relatif à la maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence (RP4 900)

[22] Courrier de l'ASNR CODEP-DCN-2025-035270 du 1er juillet 2025 relatif aux demandes complémentaires à la décision de l'ASNR sur le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe

[23] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2024-027230 du 10 décembre 2024 relatif aux orientations de la phase générique du cinquième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe

[24] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2024-022930 du 14 mai 2024 relatif aux suites de l'inspection du 15 mars 2024 sur la maîtrise du vieillissement

[25] Courrier de l'ASN CODEP-DEP-2020-056382 du 1er février 2021 relatif aux modalités de renforcement du suivi en service des soudures des parties basses des générateurs de vapeur (GP DRR VD4 900)

[26] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2016-007286 du 20 avril 2016 relatif aux orientations génériques du réexamen périodique associé aux quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe

[27] Arrêté 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

[28] Courrier de l'ASNR CODEP-DEP-2025-001791 du 14 mai 2025 sur la tenue en service de la zone de cœur des cuves des réacteurs de 1300 MWe et sur les méthodes d'évaluation pour l'actualisation des dossiers de référence réglementaires

[29] Avis du groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires CODEP-MEA-2019-023649 du 27 mai 2019 sur la tenue en service des coudes moulés en acier inoxydable austéno-ferritique du circuit primaire principal des réacteurs de 900 MWe

[30] Courrier de l'ASN CODEP-DEP-2019-025552 du 19 juillet 2019 relatif au vieillissement et à la tenue en service des coudes moulés du circuit primaire principal des réacteurs de 900 MWe

[31] Courrier de l'ASN DEP-SD2-0152-2005 du 27 avril 2005 relatif au risque de colmatage en situation accidentelle des filtres des puisards du circuit de recirculation

[32] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2020-032576 du 4 août 2020 relatif au retour d'expérience de la canicule de l'été 2019

[33] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2021-007988 du 4 mars 2021 relatif aux demandes complémentaires à la décision n° 2021-DC-0706 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 23 février 2021

[34] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2022-030145 du 23 novembre 2022 relatif à la capacité des groupes électrogènes de secours des réacteurs de 900 et 1300 MWe à assurer leur mission par température extérieure élevée

[35] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2023-006643 du 17 juillet 2023 relatif aux modifications déployées lors des quatrièmes réexamens périodiques des réacteurs de 1300 MWe

[36] Report WENRA – Safety Reference Levels for Existing Reactors – 24th September 2014

[37] Report WENRA – Safety Reference Levels for Existing Reactors – 17th February 2021

[38] Guide de l'ASN n° 13 du 8 janvier 2013 relatif à la protection des installations de base contre les inondations externes

[39] Règle fondamentale de sûreté (RFS) n° I.2.a du 5 août 1980 relative à la prise en compte des risques liés aux chutes d'avions

[40] Règle fondamentale de sûreté (RFS) 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

[41] Règle fondamentale de sûreté (RFS) n° 2001-01 du 31 mai 2001 relative à la détermination du risque sismique

[42] Guide de l'ASN 2/01 du 26 mai 2006 relatif à la prise en compte du risque sismique à la conception des ouvrages de génie civil d'INB à l'exception des stokages à long terme des déchets radioactifs

[43] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2014-051797 du 18 décembre 2014 relatif à la réévaluation de l'aléa sismisque dans le cadre du troisième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe

[44] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2016-016677 du 18 juillet 2016 relatif aux agressions externes extrêmes à prendre en compte pour la mise en place du « noyau dur »

[45] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2021-034392 du 23 juillet 2021 relatif aux hypothèses d'études pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe

[46] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2023-009705 du 10 mars 2023 relatif aux instructions anticipées portant sur les méthodes proposées par EDF pour évaluer les risques d'explosion interne, liés à l'environnement industriels et les risques aériens

[47] Règles NV 65 de février 2009 définissant les effets de la neige et du vent sur les constructions et annexes

[48] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2014-058834 du 2 janvier 2015 relatif à la protection contre les vents violents dans le cadre du troisième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe

[49] Courrier de l'ASN CODEP-DCN- 2024-001005 du 17 janvier 2024 relatif aux suites de l'inspection du 29 novembre 2023 sur la réalisation des études relatives aux agressions « grands vents » et projectiles générés par grand vent (PGGV) de l'îlot conventionnel

[50] Rapport de l'IRSN n° 2023-00142 de mars 2023 relatif à l'état des connaissances, des pratiques et préconisations concernant les agressions vent et neige sur les installations nucléaires de base (Groupe de travail "Vent et Neige")

[51] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2021-017553 du 27 mai 2021 relatif aux aléas à retenir pour la protection des éléments importants pour la protection (EIP) à l'égard des tornades

[52] Courrier de l'ASNR CODEP-DCN-2025-001431 du 3 février 2025 sur la demande nº 70 du courrier référencé CODEP-DCN-2021-034392 du 23 juillet 2021

[53] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2023-009171 du 21 avril 2023 relatif aux suites de l'inspection des 26 et 27 janvier sur la réalisation des études agressions et notamment des études "grands froids"

[54] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2023-058116 du 20 décembre 2023 relatif aux suites de l'inspection des 5 et 6 octobre 2023 sur la réalisation des études agressions et notamment des études "foudre", "interférences électromagnétiques", "défaillance de réservoirs, pompes ou vannes" et "grands vents"

[55] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2019-010454 du 27 mai 2019 relatif aux critères de tenue du combustible des réacteurs à eau sous pression

[56] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2021-043443 du 27 octobre 2021 relatif à l'anomalie d'étude de la phase de moyen terme de l'accident d'éjection de grappe

[57] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2024-063416 du 18 décembre 2024 relatif à l'anomalie « écart physique du dôme »

[58] Guide de l'ASN nº 22 du 18 juillet 2017 relatif à la conception des réacteurs à eau sous pression

[59] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2023-014096 du 11 avril 2023 relatif à l'application de la nouvelle méthode d'étude de l'accident de perte de réfrigérant primaire par brèche de taille intermédiaire - Méthode CathSBI

[60] Décision de l'ASN nº 2021-DC-0706 du 23 février 2021 fixant à la société Électricité de France (EDF) les prescriptions applicables aux réacteurs des centrales nucléaires du Blayais (INB nº 86 et nº 110), du Bugey (INB nº 78 et nº 89), de Chinon (INB nº 107 et nº 132), de Cruas (INB nº 111 et nº 112), de Dampierre-en-Burly (INB nº 84 et nº 85), de Gravelines (INB nº 96, nº 97 et nº 122), de Saint-Laurent-des-Eaux (INB nº 100) et de Tricastin (INB nº 87 et nº 88) au vu des conclusions de la phase générique de leur quatrième réexamen périodique

[61] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2024-015659 du 29 mars 2024 relatif à la nouvelle démarche de justification de la tenue mécanique des assemblages combustibles en cas d'accident de référence

[62] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2024-023925 du 16 mai 2024 relatif à l'exclusion de l'initiateur DCC-LH de la démonstration de sûreté

[63] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2017-014451 du 19 juillet 2017 relatif à la maîtrise des accidents graves : « noyau dur » post-Fukushima et durée de fonctionnement des réacteurs

[64] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2022-010799 du 26 avril 2022 relatif au référentiel « Accidents graves »

[65] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2024-041042 du 30 août 2024 relatif à la synthèse des inspections de l'ASN portant sur la gestion des accidents graves

[66] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2016-024748 du 29 juin 2016 relatif à la prescription [ECS-27] concernant les dispositifs techniques visant à s'opposer au transfert de contamination dans le sol en cas d'accident grave

[67] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2022-004121 du 7 mars 2022 relatif à la méthodologie d'évaluation des conséquences radiologiques des rejets atmosphériques accidentels - approche statistique (méthode PASTA)

[68] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2019-013282 du 14 avril 2019 relatif aux stratégies de conduite des dispositions du « noyau dur » pour la prévention de la fusion du combustible en réacteur et en piscine

[69] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2024-072385 du 30 décembre 2024 relatif aux dispositions du « noyau dur » Post-Fukushima

[70] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2014-020043 du 16 juillet 2014 relatif aux conséquences radiologiques des accidents (hors RTGV et accidents graves) associées au RP3 1300

[71] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2019-003198 du 20 juin 2019 relatif à la faisabilité, en termes de radioprotection, de la conduite accidentelle

[72] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2019-001769 du 17 avril 2019 relatif à la prévention des pollutions et à la maîtrise des nuisances

[73] Décision de l'ASN n° 2013-DC-0360 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

[74] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2023-002210 du 11 juillet 2023 relatif au dossier d'orientation spécifique aux inconvénients (RP4 1300 et RP3 N4)

[75] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2022-063473 du 23 décembre 2022 relatif aux suites des inspections renforcées sur le thème de l'environnement réalisées en 2022

[76] Courrier de l'ASN CODEP-DCN-2023-052696 du 28 décembre 2023 relatif aux suites des inspections renforcées sur le thème de l'environnement réalisées en 2023

[77] Rapport de l'INERIS DP-FOH-1418284253 du 10 décembre 2014 : Sécurité industrielle : Comment intégrer les Facteurs Organisationnels et Humains dans la prévention des risques technologiques ?

ANNEXE 1 : AVIS DE L'IRSN SUR LA PHASE GÉNÉRIQUE DU QUATRIÈME RÉEXAMEN PÉRIODIQUE DES RÉACTEURS DE 1300 MWE

L'ASN a recueilli l'avis de l'IRSN sur :

- les hypothèses d'études ;
- la stratégie de qualification progressive des matériels électriques ;
- les notes de synthèse de qualification des matériels électriques ;
- les essais particuliers ;
- la maîtrise du vieillissement ;
- les dossiers relatifs à la tenue en service des cuves et aux méthodes de calculs mécaniques mobilisées dans la révision des dossiers de référence réglementaires ;
- l'inondation externe ;
- les méthodes proposées par EDF pour évaluer les risques d'explosion interne ;
- les éléments méthodologiques pour évaluer le risque industriel et le risque aérien ;
- la méthodologie d'étude des risques liés aux inondations internes et ruptures de tuyauteries à haute énergie ;
- les températures de l'air du référentiel grands chauds ;
- les études déterministes et probabilistes relatives aux agressions internes et externes ;
- la méthode 3D statique destinée à l'analyse des conséquences de l'accident de retrait incontrôlé d'une grappe, réacteur en puissance (R1GP) ;
- la méthode « chute de grappe rénovée » ;
- la méthodologie d'estimation des incertitudes à appliquer à la puissance résiduelle des assemblages ;
- la démarche ΔCb appliquée au domaine complémentaire ;
- les suites de l'instruction du nouveau référentiel d'étude de l'accident de perte de réfrigérant primaire (APRP) et de la méthode d'étude CathSBI ;
- la méthodologie d'évaluation des conséquences radiologiques des rejets atmosphériques accidentels par approche statistique (méthode PASTA) ;
- l'exclusion de l'initiateur DCC-LH de la démonstration de sûreté ;
- les études d'accidents sans fusion du cœur ;
- les traversées de l'enceinte de confinement ;
- le confinement ;
- le noyau dur ;
- le référentiel « Accidents graves » ;
- les études d'accidents graves ;
- les études probabilistes de sûreté de niveau 1 relatives aux événements internes ;
- les études probabilistes de sûreté de niveau 2 relatives aux événements internes ;

la prise en compte du risque de surpression à froid dans les études probabilistes de sûreté de niveau 1 relatives aux événements internes.

ASNR Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection

Siège social :
15 rue Louis Lejeune
92120 Montrouge

Adresse postale :
BP 17 - 92262
Fontenay-aux-Roses cedex

Divisions territoriales :
asnr.fr/nous-contacter

info@asnr.fr
Tél. : 01 58 35 88 88

asnr.fr