



**ASNR** Autorité de  
sûreté nucléaire  
et de radioprotection

RÉPUBLIQUE FRANÇAISE

**EDF**  
**QUATRIÈME RÉEXAMEN PÉRIODIQUE**  
**DES RÉACTEURS DE 1300 MWE**  
**PHASE GÉNÉRIQUE**  
**DU RÉEXAMEN DE SÛRETÉ**

**SYNTHÈSE DES EXPERTISES EN SÛRETÉ**  
**MENÉES ENTRE 2019 ET 2024**

Rapport d'expertise N° 2025-00125

**DIRECTION DE L'EXPERTISE EN SÛRETÉ**

# TABLE DES MATIÈRES

<b>1. PRÉAMBULE .....</b>	<b>5</b>
<b>2. INTRODUCTION .....</b>	<b>6</b>
<b>3. PRINCIPALES ÉVOLUTIONS MÉTHODOLOGIQUES .....</b>	<b>7</b>
<b>3.1. ÉVOLUTIONS MÉTHODOLOGIQUES AFFECTANT LES ÉTUDES D'ACCIDENTS SANS FUSION     DU CŒUR.....</b>	<b>8</b>
<b>3.1.1. Méthode 3D R1GP .....</b>	<b>8</b>
<b>3.1.2. Méthode « rénovée » CDG .....</b>	<b>9</b>
<b>3.1.3. Estimation des incertitudes sur le calcul de la puissance résiduelle du         cœur.....</b>	<b>10</b>
<b>3.1.4. Démarche « <math>\Delta C_b</math> » .....</b>	<b>11</b>
<b>3.1.5. Méthode CathSBI.....</b>	<b>11</b>
<b>3.2. ÉVOLUTIONS MÉTHODOLOGIQUES AFFECTANT LES ÉTUDES DES AGRESSIONS.....</b>	<b>12</b>
<b>3.2.1. Méthodologie d'étude des risques liés aux inondations internes et RTHE.....</b>	<b>13</b>
<b>3.2.2. Méthodologie d'étude des risques liés à l'explosion interne.....</b>	<b>13</b>
<b>3.2.3. Méthodologie d'évaluation des risques industriels et aériens .....</b>	<b>14</b>
<b>3.2.4. Évolutions du référentiel « grands chauds ».....</b>	<b>14</b>
<b>3.2.5. Déclinaison du guide ASN n° 13 relatif à la protection des installations         contre les risques d'inondation externe.....</b>	<b>16</b>
<b>3.3. MÉTHODOLOGIE D'ÉVALUATION DES CONSÉQUENCES RADIOLOGIQUES DES REJETS     ATMOSPHÉRIQUES ACCIDENTELS – MÉTHODE PASTA .....</b>	<b>17</b>
<b>4. MAÎTRISE DU VIEILLISSEMENT .....</b>	<b>18</b>
<b>4.1. MAÎTRISE DU VIEILLISSEMENT .....</b>	<b>18</b>
<b>4.1.1. Mécanismes prépondérants de vieillissement des matériaux métalliques .....</b>	<b>19</b>
<b>4.1.2. Aptitude au fonctionnement et surveillance des gros composants et des         tuyauteries du CPP .....</b>	<b>19</b>
<b>4.1.3. Aptitude au fonctionnement et surveillance d'équipements hors CPP.....</b>	<b>19</b>
<b>4.1.4. Programme d'investigations complémentaires (PIC) .....</b>	<b>21</b>
<b>4.2. MÉTHODES DE CALCULS MOBILISÉES DANS LA RÉVISION DES DOSSIERS DE RÉFÉRENCE     RÉGLEMENTAIRE – TENUE EN SERVICE DES CUVES .....</b>	<b>21</b>
<b>4.2.1. Méthode « Roche alternative » .....</b>	<b>22</b>
<b>4.2.2. Méthode de relaxation des moments secondaires .....</b>	<b>23</b>
<b>4.2.3. Prise en compte des effets de l'environnement primaire dans les études         de fatigue .....</b>	<b>23</b>
<b>4.2.4. Tenue en service de la zone de cœur des cuves jusqu'à leur VD4 + 10 ans....</b>	<b>23</b>
<b>4.3. CONCLUSION RELATIVE À LA MAÎTRISE DU VIEILLISSEMENT .....</b>	<b>24</b>

<b>5.</b>	<b>RÉÉVALUATION GÉNÉRIQUE DE LA SÛRETÉ .....</b>	<b>25</b>
5.1.	<b>EXPERTISE DES ÉTUDES DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT DE DIMENSIONNEMENT ET DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT COMPLÉMENTAIRES .....</b>	<b>25</b>
5.1.1.	Corps d'hypothèses des études d'accidents .....	26
5.1.2.	Études des conditions de fonctionnement de dimensionnement .....	27
5.1.3.	Études des conditions de fonctionnement complémentaires.....	27
5.1.4.	Examen des études probabilistes de sûreté de niveau 1 relatives aux événements internes (EPS1 RP4 1300).....	28
5.1.5.	Évaluation des conséquences radiologiques .....	30
5.1.6.	Études relatives à la sûreté de l'entreposage et à la manutention de combustible .....	30
5.1.7.	Conclusions relatives aux études d'accidents sans fusion du combustible .....	31
5.2.	<b>EXPERTISE DES ÉTUDES GÉNÉRIQUES RELATIVES AUX AGRESSIONS INTERNES ET EXTERNES .....</b>	<b>32</b>
5.2.1.	Démarche générale mise en œuvre par EDF .....	32
5.2.2.	Études des agressions externes .....	33
5.2.3.	Études des agressions internes.....	35
5.2.4.	Enseignements tirés des EPS agressions.....	36
5.2.5.	Conclusion relative à la réévaluation générique des agressions .....	36
5.3.	<b>EXPERTISE DES ÉTUDES RELATIVES À LA MAÎTRISE DES ACCIDENTS AVEC FUSION DU COMBUSTIBLE.....</b>	<b>37</b>
5.3.1.	Limitation du risque de percement du radier .....	38
5.3.2.	Évacuation de la puissance résiduelle de l'enceinte .....	38
5.3.3.	Maîtrise du risque hydrogène.....	39
5.3.4.	Conséquences radiologiques d'un accident grave.....	39
5.3.5.	Examen des études probabilistes de niveau 2 relatives aux événements internes .....	40
5.3.6.	Gestion des eaux contaminées .....	40
5.3.7.	Conclusion relative aux études d'accidents avec fusion du combustible .....	41
<b>6.</b>	<b>MAÎTRISE DE LA FONCTION CONFINEMENT .....</b>	<b>41</b>
6.1.	<b>COMPORTEMENT DES REVÊTEMENTS D'ÉTANCHÉITÉ DES ENCEINTES INTERNES AUX CONDITIONS DE L'ACCIDENT GRAVE .....</b>	<b>43</b>
6.1.1.	Comportement aux conditions d'AG des revêtements d'étanchéité posés par EDF à l'intrados des enceintes internes.....	43
6.1.2.	Comportement aux conditions d'AG des revêtements d'étanchéité posés par EDF à l'extrados des enceintes internes.....	43
6.2.	<b>SURVEILLANCE DE L'EDE .....</b>	<b>44</b>

6.3. COMPORTEMENT DES JOINTS D'ÉTANCHÉITÉ DU TAMPON D'ACCÈS DES MATÉRIELS (TAM) EN CONDITION D'ACCIDENT GRAVE.....	44
6.4. SURVEILLANCE EN EXPLOITATION DES TRAVERSÉES DOUBLE-ENVELOPPES RIS-EAS.....	44
6.5. TRAVERSÉES SENSIBLES .....	45
7. FINALISATION DU DÉPLOIEMENT DU NOYAU DUR POST-FUKUSHIMA.....	46
RÉFÉRENCES.....	48
ANNEXE .....	51

## 1. PRÉAMBULE

Au-delà de l'aspect purement réglementaire du code de l'environnement, le processus de réexamen périodique permet à EDF d'une part de se réinterroger de façon approfondie sur la sûreté de chaque installation, d'autre part de rechercher des améliorations visant à rapprocher autant que possible leur niveau de sûreté de celui des installations les plus récentes, en d'autres termes de tendre vers le niveau de sûreté du réacteur EPR de Flamanville.

La standardisation du parc des réacteurs nucléaires permet à EDF de procéder à la réévaluation de la sûreté des réacteurs palier par palier (palier de 900 MWe, de 1300 MWe et de 1450 MWe).

En pratique, une fois que l'Autorité de sûreté a exprimé sa position quant aux orientations du programme de travail proposées par EDF, ce dernier lance le processus de réévaluation périodique du palier concerné. Ce processus se décompose en deux phases distinctes : une phase dite « générique », commune à l'ensemble des réacteurs du palier, suivie d'une phase dite « spécifique », qui consiste à décliner les conclusions du réexamen périodique réacteur par réacteur en tenant compte des spécificités locales. Durant ces deux phases, un volume important de travail est consacré à la vérification de la conformité des installations aux différents référentiels en vigueur à l'issue de la visite décennale de chaque réacteur.

Au cours de la phase générique, EDF produit les études qui visent, d'une part à garantir la sûreté des installations pour poursuivre leur exploitation, d'autre part à démontrer l'atteinte des objectifs de sûreté fixés par l'Autorité de sûreté nucléaire (l'ASN) pour ce réexamen à l'issue de la phase d'orientation.

Les réacteurs de 1300 MWe atteindront progressivement dans les années à venir 40 ans d'exploitation. Aussi, afin d'obtenir l'autorisation d'exploiter ces réacteurs 10 ans de plus, EDF doit procéder à une réévaluation de la sûreté de ces réacteurs. De plus, à cette occasion, EDF effectuera une réévaluation de la maîtrise des risques conventionnels et des inconvénients (effets thermiques, prélèvements d'eau et rejet, bruit...). EDF doit également apporter la démonstration de la maîtrise du vieillissement des installations. L'ensemble de ces éléments constituent le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe (RP4 1300).

Entre 2019 et fin 2024, l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) a procédé à la demande de l'ASN à l'expertise des études de sûreté transmises par EDF au titre du RP4 1300. Ce rapport présente une synthèse à fin 2024 des conclusions des expertises effectuées par l'IRSN. Parmi les expertises réalisées, quatre d'entre elles ont fait l'objet d'un rapport qui a permis de préparer les réunions du groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires (GPR) et du groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires (GP ESPN). Il s'agit notamment des études d'EDF relatives à la prise en compte des agressions externes et internes, aux études d'accident du domaine de dimensionnement et du domaine complémentaire, à la maîtrise des accidents graves, et enfin à la tenue en service des cuves.

Les conclusions des avis et rapports d'expertise de l'ASNR<sup>1</sup>, ainsi que les avis formulés par les groupes permanents d'experts, ont vocation à éclairer la future prise de position de l'ASNR, prévue à la fin du premier semestre 2025, sur les conditions de la poursuite de fonctionnement des réacteurs de 1300 MWe d'EDF au-delà de 40 ans.

Enfin, l'expertise de l'IRSN a fait l'objet d'un dialogue technique (cf. Annexe) organisé par l'Association nationale des comités et commissions locales d'information (ANCCLI), l'ASN et l'IRSN, avec la participation d'EDF. Les objectifs de ce dialogue technique étaient de favoriser l'accès à l'expertise de l'IRSN et de la rendre plus robuste en tenant compte des préoccupations sociétales, ainsi que d'impliquer le plus en amont possible les acteurs des territoires concernés, afin de les préparer à la concertation de 2024 et aux enquêtes publiques locales qui concerneront chaque réacteur dans les prochaines années. Ce dialogue technique a permis de recueillir les questions et les préoccupations de la société civile sur plusieurs sujets techniques qui étaient en cours d'expertise.

---

<sup>1</sup> Depuis le 1<sup>er</sup> janvier 2025, l'ASN et l'IRSN sont désormais regroupés au sein d'une unique Autorité administrative indépendante : l'ASNR (Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection).

Ces moments d'échanges avec la société civile et le public ont permis aux experts de mieux appréhender leurs attentes et préoccupations sur les thématiques qu'ils ont expertisées et à faire en sorte que les avis d'expertise apportent des réponses aux questions et préoccupations en lien avec ces thématiques.

## 2. INTRODUCTION

Les objectifs visés par EDF pour ce qui concerne le réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe ont été présentés à l'ASN en 2017 et ont fait l'objet de deux courriers de position de sa part respectivement en 2019 et en 2021 [1].

Le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe (RP4 1300) s'inscrit dans la continuité de celui mis en œuvre par EDF pour les réacteurs de 900 MWe. Les objectifs de sûreté à atteindre en sortie de réexamen sont par conséquent similaires. Outre le cadre réglementaire qui impose à EDF à l'occasion de chaque réexamen de vérifier la conformité des installations au regard des règles qui leur sont applicables, les objectifs à atteindre sont pour l'essentiel les suivants :

- pour les accidents sans fusion du cœur : viser des conséquences radiologiques inférieures au seuil de mise en œuvre de mesures de protection des populations (prise de comprimés d'iode, mise à l'abri, évacuation) et viser un risque de fusion du cœur calculé dans l'étude probabiliste (EPS) interne de niveau 1 de quelques  $10^{-6}$ /année.réacteur ;
- pour les situations accidentelles associées à la piscine d'entreposage du combustible usé : rendre extrêmement improbable le risque de découverture des assemblages de combustible et vérifier que, en cas de situation d'agression, d'incident ou d'accident, un retour à l'absence d'ébullition de la piscine d'entreposage peut être atteint et maintenu ;
- pour les accidents avec fusion du cœur : rendre le risque de rejets importants précoces extrêmement improbable et éviter les effets durables dans l'environnement ;
- pour les agressions d'origine interne ou externe : vérifier la capacité des installations à faire face à des niveaux d'agressions réévalués à l'occasion du réexamen, vérifier la prise en compte des préconisations internationales (WENRA<sup>2</sup>) et tirer les enseignements des études probabilistes de sûreté (EPS) relatives aux agressions.

De plus le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe intègre l'ensemble du retour d'expérience acquis à la fois par EDF, l'ASN et l'IRSN à l'occasion de l'expertise idoine du RP4 900.

Enfin, la finalisation du déploiement des dispositions dites « noyau dur », mises en œuvre en réponse aux prescriptions techniques émises par l'ASN en 2012 et 2014 ([2], [3]) à la suite de l'accident survenu sur le site de la centrale nucléaire de Fukushima-Daïchi en 2011, s'inscrit également dans le cadre de ce réexamen.

À l'issue de la phase générique du réexamen, EDF procédera au déploiement des modifications matérielles et intellectuelles qui résultent des conclusions des études qu'il a menées, complétées le cas échéant des demandes formulées par l'ASN. En raison de contraintes industrielles particulièrement prégnantes, deux lots de déploiement de modifications sont retenus pour mettre en œuvre l'ensemble du programme industriel :

- un lot A, qui correspond à l'intégration des dispositions présentant un « fort enjeu de sûreté » à l'occasion des arrêts pour visite décennale (VD) ;
- un lot B, qui permettra le déploiement des dispositions qui n'auront pas été déployées au lot A, à l'occasion des arrêts pour visite partielle suivant la VD.

Les objectifs fixés aux réacteurs de 1300 MWe pour le RP4 ne seront pleinement atteints qu'une fois la totalité des dispositions du lot A et du lot B déployées et opérationnelles sans réserve.

Les dossiers d'EDF relatifs aux lots A et B sont soumis, pour partie, au régime réglementaire d'une demande d'autorisation auprès de l'ASN. Les éléments techniques transmis en support à la demande d'autorisation de

---

<sup>2</sup> WENRA : Western European Nuclear Regulator Association.

déploiement du lot A font actuellement l'objet d'une expertise menée par la direction de l'expertise en sûreté de l'ASNR. Les conclusions de cette expertise seront disponibles à l'été 2025.

Depuis 2019, EDF a transmis de nombreux dossiers techniques visant à démontrer l'atteinte des objectifs de sûreté du RP4 1300. L'ensemble de ces dossiers a fait l'objet de près de 40 avis de l'IRSN. Certains sujets techniques, dont l'enjeu de sûreté ne le justifiait pas, n'ont pas fait l'objet d'une expertise technique de la part de l'IRSN, mais ont fait l'objet d'inspections dédiées de la part de l'ASN avec le soutien des experts de l'IRSN dans les services d'ingénierie d'EDF en charge des études correspondantes. Pour l'essentiel, il s'agit des études relatives à la prise en compte des risques liés à certaines agressions telles que la foudre, les grands froids ou encore les interférences électromagnétiques internes ou externes. Par ailleurs, bien que la prise en compte des aspects organisationnels et humains fasse l'objet de plusieurs demandes de l'ASN et de nombreuses préoccupations de la part de la société civile, et constitue un enjeu majeur, les expertises menées au titre du RP4 1300 n'abordent pas de manière spécifique ce sujet. En effet, certains aspects sont examinés dans un cadre dédié, couvrant à la fois les réacteurs de 1300 MWe et les réacteurs de 900 MWe, notamment par le prisme de la maîtrise des situations d'exploitation quotidiennes, dans un contexte de complexification post-VD4.

Le présent rapport présente la synthèse des expertises menées par l'IRSN depuis 2019 pour le RP4 1300 en abordant successivement :

- les principales évolutions méthodologiques ;
- la maîtrise du vieillissement ;
- la réévaluation générique de la sûreté ;
- la maîtrise de la fonction « confinement » ;
- la finalisation du déploiement du « noyau dur ».

Enfin, EDF prévoit d'introduire des assemblages de combustible MOX<sup>3</sup> (Mixed oxides) dans les cœurs de réacteurs du site de Paluel à l'occasion de leur passage en RP4. L'introduction de ces assemblages n'est pas sans impact sur les études de sûreté et ce point a fait l'objet d'une expertise de la part de l'IRSN. Les principales conclusions de cette expertise sont rappelées au paragraphe relatif à la réévaluation de sûreté.

### 3. PRINCIPALES ÉVOLUTIONS MÉTHODOLOGIQUES

**Objectif RP4 1300 associé à ce thème : Prendre en compte les demandes formulées par l'ASN à l'issue d'expertises précédentes, notamment les demandes formulées à la fin de la phase générique du RP4 900.**

Afin de réaliser les études nécessaires à la démonstration de sûreté des réacteurs de 1300 MWe au regard des objectifs fixés à ce réexamen, EDF s'est appuyé depuis le RP3 1300 sur la mise à jour ou l'évolution de plusieurs méthodes dont la plupart impactent la réalisation des études d'accidents sans fusion du cœur. Ces mises à jour ou évolutions de méthodes ne constituent pas des développements spécifiques pour le RP4 1300, mais résultent de l'amélioration des connaissances scientifiques et des demandes formulées par l'ASN à l'occasion d'expertises précédentes menées par l'IRSN, notamment à la fin de la phase générique du RP4 900.

Les méthodes relatives à l'évaluation des risques liés aux agressions de type explosion interne et inondation interne à l'installation ainsi qu'à l'évaluation des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication ont également fait l'objet d'évolutions à l'occasion du RP4 1300.

Enfin, une nouvelle méthode (méthode dite PASTA<sup>4</sup>) a été développée par EDF pour l'évaluation des conséquences radiologiques.

---

<sup>3</sup> Le combustible MOX, principalement composé d'un mélange d'oxyde d'uranium et d'oxyde de plutonium, est issu du recyclage des combustibles usés d'EDF.

<sup>4</sup> PASTA : Plateforme d'analyse statistique des transferts radioactifs à l'atmosphère et de leurs conséquences.

### 3.1. ÉVOLUTIONS MÉTHODOLOGIQUES AFFECTANT LES ÉTUDES D'ACCIDENTS SANS FUSION DU CŒUR

Depuis 2020, les principales évolutions méthodologiques affectant les études d'accidents sans fusion du cœur au titre du RP4 1300 sont les suivantes :

- la nouvelle méthode tridimensionnelle (3D) statique développée pour l'étude des transitoires de retrait incontrôlé d'une grappe, réacteur en puissance (R1GP) ;
- la méthode dite « renouvelée » d'étude du transitoire de chute incontrôlée d'une ou plusieurs grappes dans le cœur (CDG), vérifiant désormais le respect des critères de sûreté via des calculs neutroniques tridimensionnels statiques ;
- la nouvelle méthode d'évaluation des incertitudes liées au calcul de la puissance résiduelle des assemblages irradiés ;
- la démarche «  $\Delta C_b$  » appliquée à certains transitoires du domaine complémentaire renouvelé pour démontrer la maîtrise de la réactivité à la suite d'un arrêt automatique du réacteur ;
- la méthode CathSBI<sup>5</sup> pour l'étude des accidents de perte de réfrigérant primaire (APRP) par brèche de taille intermédiaire (BI).

#### 3.1.1. Méthode 3D R1GP

Les études associées au quatrième réexamen des réacteurs du palier 1300 MWe exploités en gestion de combustible GEMMES constituent une des premières applications complètes de cette nouvelle méthode, développée pour l'étude des transitoires de retrait incontrôlé d'une grappe « réacteur en puissance ».

À ce titre, l'ASN a sollicité une expertise de l'IRSN pour connaître sa position quant au bien-fondé des arguments techniques apportés par EDF pour justifier de l'applicabilité de cette méthode. Les conclusions de cette expertise ont fait l'objet de l'avis en référence [4].

La méthode présentée par EDF constitue une simplification notable par rapport à la méthode précédemment en vigueur. Elle permet notamment de diminuer le nombre d'étapes de calculs et de réduire les interfaces entre les différents logiciels de calculs. La méthode ne comporte plus désormais qu'une étape de calculs neutroniques tridimensionnels (3D) statiques, les conditions thermohydrauliques étant définies par hypothèses, sans modélisation du circuit primaire. EDF justifie cette évolution vers une méthode statique par le caractère lent de l'insertion de réactivité due au retrait d'une grappe au cours du transitoire, ce dont l'IRSN convient.

L'IRSN estime que, dans son principe, la modélisation tridimensionnelle, statique et limitée au cœur, retenue dans la nouvelle méthode, ainsi que les outils de calculs utilisés, permettent de représenter correctement les phénomènes physiques dominants intervenant lors de l'accident de retrait incontrôlé d'une grappe en puissance, à savoir la réactivité introduite dans le cœur et la redistribution de puissance associée.

Néanmoins, cette simplification s'accompagne d'une réduction des découplages, qui impose à EDF la réalisation de nombreuses études de sensibilité afin d'identifier la configuration pénalisante. À ce sujet, l'IRSN estime que les études de sensibilité réalisées par EDF au cours de l'élaboration de la méthode, complétées par celles prévues lors de l'application, sont exhaustives et permettent d'identifier les paramètres dominants du transitoire et de justifier le caractère enveloppe du scénario retenu pour l'étude de la phase court terme. En revanche, l'IRSN estime que les justifications concernant le conservatisme de la transposition de ce cas à l'étude de la phase long terme en l'absence d'arrêt d'automatique du réacteur doivent être complétées. Ceci a conduit l'IRSN à formuler une recommandation [4] reprise par l'ASN.

Par ailleurs, l'IRSN estime qu'EDF n'a pas démontré le caractère conservatif du mode de pénalisation de la réactivité insérée dans le cœur au regard des spécificités du transitoire de R1GP et de la modélisation tridimensionnelle retenue, ce qui a également fait l'objet d'une recommandation de l'IRSN reprise par l'ASN.

---

<sup>5</sup> CathSBI : Cathare statistique brèches intermédiaires.

Compte tenu de la prise en compte des demandes de l'ASN par EDF, l'IRSN considère que la méthode « R1GP 3D statique » développée pour l'étude de l'accident de retrait incontrôlé d'une grappe de contrôle réacteur en puissance est acceptable.

### 3.1.2. Méthode « renouvelée » CDG

La nouvelle méthode d'étude du transitoire de chute incontrôlée d'une ou plusieurs grappes (CDG) dans le cœur, proposée par EDF, a pour objectif de :

- permettre l'intégration de nouveaux phénomènes physiques ou hypothèses pénalisantes ;
- restaurer des marges par rapport aux critères de sûreté<sup>6</sup> ;
- restaurer des marges de fonctionnement par rapport aux seuils de surveillance du cœur.

Son domaine d'applicabilité vise à couvrir les réacteurs des paliers 1300 et 1450 MWe.

Tous les réacteurs (à l'exception du réacteur EPR de Flamanville<sup>7</sup>) disposent d'une protection qui déclenche un arrêt automatique du réacteur (AAR) lorsqu'une chute incontrôlée d'une ou plusieurs grappes est détectée. Toutefois, cette protection ne permet pas de détecter la chute de certaines grappes. Aussi, l'étude de l'accident est abordée par EDF en considérant les configurations les plus pénalisantes conduisant à l'absence de déclenchement de l'AAR. Dans une telle situation, la régulation de la puissance et de la température du cœur commande l'extraction des grappes de régulation (groupe R) pour revenir à la puissance et à la température initiale, ce qui pourrait alors conduire à un risque d'endommagement de la gaine des crayons du combustible à la suite de l'apparition de la crise d'ébullition et à un risque de fusion à cœur de pastilles de combustible.

La nouvelle méthode d'étude développée par EDF se situe dans la continuité de la méthode en vigueur qui compte trois phases distinctes :

- une phase concernant le diagnostic de détection visant à déterminer les combinaisons de CDG détectées par le système de protection ;
- une phase de modélisation du comportement thermohydraulique de la chaudière. Pour les cas de CDG non détectées, identifiés à l'étape précédente, le transitoire consécutif à la CDG est étudié ;
- une phase de vérification des critères. L'objectif de cette étape est d'évaluer les paramètres d'intérêt (puissance linéique -  $P_{lin}$ , et rapport de flux thermique critique - RFTC) sur la base d'une modélisation 3D explicite des CDG non détectées, en prenant en compte les conditions thermohydrauliques pénalisantes déterminées lors de la phase 2.

La nouvelle méthode comporte quant à elle une quatrième phase optionnelle dans l'hypothèse où les critères de sûreté affectés à cet accident ne seraient pas vérifiés, ce qui nécessiterait un recalage de certains seuils d'alarmes.

Les deux premières phases de la nouvelle méthode, qui présentent peu d'évolutions par rapport à la méthode précédente, n'appellent pas de commentaires de la part de l'IRSN.

En revanche, la troisième phase de cette méthode renouvelée constitue une modification significative par rapport à la méthode en vigueur. Elle vise à vérifier de manière explicite le respect des critères associés à l'absence de crise d'ébullition et à l'absence de fusion à cœur de pastilles de combustible. S'agissant de cette vérification explicite des critères, l'IRSN a estimé dans son avis [5] que la modélisation tridimensionnelle, statique et limitée au cœur, retenue désormais pour cette phase, ainsi que les outils de calculs utilisés permettent de représenter correctement les phénomènes physiques se produisant dans le cœur lors d'un transitoire de CDG (à savoir la variation de la réactivité du cœur et la déformation de la distribution de puissance).

Toutefois, l'IRSN avait une réserve au sujet du conservatisme de la modélisation 3D : la prise en compte des incertitudes, pénalités et provisions sur les mouvements des grappes, était effectuée via un ajustement global sur

---

<sup>6</sup> Notamment par rapport au critère lié à la puissance linéique.

<sup>7</sup> Pour le réacteur EPR, le système de protection permet de prévenir le risque de crise d'ébullition ou de fusion à cœur des pastilles de combustible sans qu'il soit fait recours à une fonction spécifique visant à déclencher un AAR dès que la chute d'une grappe est détectée.

la puissance du cœur, ce qui peut conduire à surestimer localement la marge aux critères en  $P_{lin}$  & RFTC. Afin de lever cette réserve, EDF a fourni, postérieurement à l'expertise, des compléments montrant le conservatisme global de la méthode.

À l'issue de son expertise des éléments présentés par EDF, l'IRSN a considéré [5] que la méthode de calcul CDG « renouvelée » est acceptable pour le domaine d'application visé.

### 3.1.3. Estimation des incertitudes sur le calcul de la puissance résiduelle du cœur

Le calcul de la puissance résiduelle du cœur requiert de connaître avec précision l'inventaire des radionucléides que l'on peut retrouver au sein du combustible irradié ainsi que les rendements de fission, les énergies et périodes de décroissance de ces radionucléides.

À l'occasion du RP4 1300, une nouvelle méthode d'évaluation des incertitudes de la puissance résiduelle du cœur a été utilisée. Elle permet de réduire sensiblement les incertitudes prises en compte sur la puissance résiduelle dans la démonstration de sûreté, notamment dans la phase temporelle qui se situe peu de temps après l'arrêt de la réaction de fission.

D'une manière générale, la valeur de la puissance résiduelle est estimée par EDF à l'aide d'un chaînage de deux outils de calculs distincts : le premier calcule l'évolution du flux neutronique dans le réacteur et le second l'évolution de la composition isotopique du cœur au cours de son irradiation. Ces deux outils de calculs permettent respectivement la résolution des équations de transport<sup>8</sup> et d'évolution<sup>9</sup> au cours de l'irradiation des assemblages de combustible. Ce principe est conservé dans la nouvelle méthode.

L'IRSN a considéré dans son avis [6] que les outils de calculs utilisés par EDF sont adaptés pour le calcul du flux neutronique et des concentrations isotopiques dans le combustible. En outre, la nouvelle méthode d'EDF intègre une bibliothèque de données nucléaires nettement plus récente que celle utilisée jusqu'à présent, qui date de plus de 20 ans, ce qui est satisfaisant. Toutefois, certaines des approximations retenues doivent être justifiées selon l'IRSN.

En ce qui concerne les incertitudes utilisées dans les calculs, un important travail a été mené par EDF pour élaborer une nouvelle base d'incertitudes venant se substituer à celle utilisée précédemment. Néanmoins, l'IRSN a souligné qu'il demeurerait des réserves sur certaines données nucléaires relatives au manque de validation expérimentale.

Au cours de l'expertise, EDF s'est alors engagé à :

- évaluer l'impact de l'approximation du milieu infini<sup>10</sup> ou environné pour les combustibles  $UO_2$  et MOX ;
- retenir une pénalité forfaitaire afin de pallier certains manques de validation (applicable au combustible  $UO_2$  et au combustible MOX) ;
- retenir une pénalité supplémentaire sur le calcul de la puissance résiduelle afin de tenir compte du manque de données expérimentales pour le combustible MOX spécifiquement.

À l'issue de son expertise de l'ensemble des éléments présentés par EDF, l'IRSN estime que la démarche proposée est dans son ensemble robuste et satisfaisante [6]. S'agissant du combustible  $UO_2$ , l'IRSN estime que la nouvelle méthode d'évaluation des incertitudes est acceptable pour une première application pour les études de sûreté liées au RP4 1300. Concernant le combustible MOX, l'IRSN estime que les éléments présentés ne sont pas suffisants pour justifier du conservatisme de la méthode, même en tenant compte de la pénalité supplémentaire (mentionnée ci-dessus) spécifique à ce combustible, proposée au cours de l'expertise par EDF. Ce point a fait l'objet d'une recommandation de l'IRSN [6], reprise par l'ASN.

---

<sup>8</sup> Équation de Boltzmann, qui permet de décrire la distribution en espace et en énergie des neutrons dans un réacteur, et ainsi de déterminer le flux neutronique pour un vecteur de concentrations isotopiques donné.

<sup>9</sup> Équation de Bateman, qui permet de déterminer l'évolution des concentrations isotopiques pour un niveau de flux neutronique fixé.

<sup>10</sup> L'approximation du milieu infini consiste à considérer que l'assemblage s'inscrit dans un réseau d'assemblages identiques répété à l'infini. Ce type d'approximation néglige les effets d'environnement pouvant intervenir à l'interface entre deux assemblages différents ( $UO_2$ /MOX par exemple) ou en périphérie du cœur, proche du réflecteur neutronique.

### 3.1.4. Démarche « $\Delta C_b$ »

Dans le cadre des études du domaine complémentaire réalisées pour le RP4 1300, EDF a rencontré des difficultés pour démontrer le maintien de la sous-criticité du cœur pour certains accidents (en particulier pour l'accident de perte totale des alimentations électriques (H3)) avec la méthode historique de calculs de réactivité dite « MAR 3D ». En effet, cette dernière suppose, de façon très conservatrice, la disparition instantanée de l'antiréactivité apportée par l'isotope 135 du xénon à un instant dit « de bascule », alors que cette disparition est en réalité progressive après l'arrêt du réacteur. L'instant de bascule à une concentration en xénon nulle correspond à l'instant où la concentration en xénon passe sous sa valeur initiale. Cet instant de bascule sépare ainsi la phase « court-terme » où il est considéré une concentration de xénon constante égale à sa valeur initiale de la phase « long-terme » à concentration de xénon nulle.

Pour les réacteurs de 1300 MWe, les calculs effectués avec la méthode MAR 3D induisent un instant de passage à une concentration en xénon nulle particulièrement précoce. Ainsi, la démonstration du maintien de la sous-criticité pour le transitoire H3 en particulier avec cette méthode conduirait, selon EDF, à identifier le besoin de modifications matérielles à mettre en œuvre, disproportionnées au regard de l'enjeu réel de sûreté.

C'est pourquoi EDF a souhaité utiliser la démarche dite «  $\Delta C_b$  » pour démontrer la maîtrise de la réactivité au cours de ces transitoires. Cette démarche présente l'avantage de tenir compte de la disparition progressive du xénon, évitant ainsi la sur-pénalisation inhérente à la méthode « MAR 3D » au moment du passage à une concentration en xénon nulle.

À l'issue de l'analyse des éléments apportés par EDF au cours de l'expertise, l'IRSN a estimé satisfaisant le principe de la démarche «  $\Delta C_b$  » valorisant l'évolution temporelle de l'antiréactivité apportée par le xénon [7].

Toutefois, pour assurer un niveau de conservatisme adapté à l'enjeu de sûreté associé, l'IRSN a estimé que, pour l'étude des transitoires du domaine complémentaire concernés, la démarche doit prendre en compte un mode de cumul conservatif pour l'incertitude sur le point de fonctionnement, ainsi que le cumul déterministe de tous les postes d'incertitudes, pénalités et provisions (IPP) identifiés par la démarche. Ces réserves ont fait l'objet de recommandations de l'IRSN [7], reprises par l'ASN.

### 3.1.5. Méthode CathSBI

Depuis 2010, l'étude de l'accident de perte de réfrigérant primaire (APRP) a fait l'objet de nombreuses évolutions. En particulier, la rénovation du référentiel d'étude de cet accident a conduit à renforcer l'importance des brèches de taille intermédiaire<sup>11</sup>, de fréquence plus importante que les brèches doublement débattues historiquement considérées dans le domaine de dimensionnement du réacteur. En outre, dans le cadre de cette rénovation du référentiel d'étude, la prise en compte des phénomènes physiques complexes susceptibles d'influencer le comportement local des gaines de combustible a été jugée nécessaire. Dans cette perspective, la méthode à mettre en œuvre pour étudier cet accident a notablement évolué, et s'appuie désormais sur une modélisation aussi réaliste que possible du réacteur, à partir de laquelle les incertitudes associées à la modélisation physique sont prises en compte.

Cette méthode, dite CathSBI, dont l'objectif est de permettre l'étude des brèches de taille intermédiaire sur le circuit primaire en s'appuyant sur un traitement statistique des paramètres d'entrée de l'étude, une modélisation tridimensionnelle de la descente annulaire et du cœur du réacteur, ainsi que sur des modèles physiques avancés pour caractériser le comportement du combustible à l'échelle locale, a fait l'objet d'une première application en 2018 à l'occasion du RP4 900, parallèlement à la finalisation de l'expertise de la méthode en elle-même. À l'issue de l'expertise de cette méthode, l'IRSN a considéré [8] qu'une démarche prudente devait être préservée lors de la mise en œuvre de ce type de méthode, afin notamment de couvrir certaines lacunes de validation et certaines limitations dans le périmètre d'applicabilité de l'outil de calcul utilisé, et pour pallier certaines difficultés dans la modélisation des incertitudes.

---

<sup>11</sup> Le diamètre des brèches de taille intermédiaire est compris entre 2,5 cm (un pouce) et une taille maximale qui dépend notamment de leur emplacement sur le circuit primaire et des conditions thermohydrauliques locales.

La déclinaison de cette méthode dans le cadre du RP4 1300 s'est appuyée sur une méthode stabilisée prenant en compte les demandes formulées par l'ASN, mais également le retour d'expérience issu de son application aux études APRP du RP4 900. En revanche, il s'agit d'une première application à un réacteur de quatre boucles primaires. En outre, l'étude présentée par EDF couvre plusieurs emplacements pour la brèche primaire, sur une branche froide du circuit de refroidissement (ce qui est cohérent avec les études historiquement réalisées pour cet accident), mais également sur une branche en U<sup>12</sup>, entre la pompe primaire et le générateur de vapeur. Le caractère limitatif de cette brèche localisée sur la branche en U est une spécificité des réacteurs de 1300 MWe, qui ne concernait pas les réacteurs de 900 MWe.

À l'issue de son analyse, l'IRSN considère que les éléments apportés par EDF sont satisfaisants dans leur ensemble. En particulier, l'introduction d'une étape intermédiaire de la méthode CathSBI permet d'identifier et de hiérarchiser de manière structurée et robuste les paramètres du modèle. La pénalisation déterministe des paramètres les plus influents conduit à un niveau de conservatisme global adéquat du volet statistique.

En outre, l'IRSN note que, conformément aux conclusions de l'expertise de la méthode CathSBI, une démarche prudente de pénalisation de la modélisation tridimensionnelle des écoulements dans la descente annulaire et dans le cœur du réacteur est prise en compte.

L'IRSN considère également que le fait de viser, dans les études d'APRP du RP4 1300, l'absence d'éclatement des gaines de combustible et l'absence de contact entre les crayons, constitue une approche prudente et satisfaisante. En effet, certains modèles physiques spécifiques faisant l'objet de réserves de la part de l'IRSN ne seront alors pas activés.

EDF a apporté des améliorations significatives au référentiel d'étude de l'APRP et à la méthode CathSBI, répondant ainsi aux réserves de l'IRSN et aux demandes de l'ASN. L'IRSN juge ces évolutions globalement satisfaisantes, notamment l'ajout d'une nouvelle étape dans la méthode CathSBI qui permet d'identifier de manière structurée les paramètres les plus influents, assurant ainsi un niveau de conservatisme adéquat. L'IRSN estime que la démarche mise en œuvre par EDF, en particulier pour les aspects statistiques, est à l'état de l'art et permet d'évaluer de manière satisfaisante les conséquences sur l'installation d'un APRP BI.

### 3.2. ÉVOLUTIONS MÉTHODOLOGIQUES AFFECTANT LES ÉTUDES DES AGRESSIONS

Les études d'agression concernées par des évolutions méthodologiques au titre du RP4 1300 qui ont fait l'objet d'expertises anticipées de l'IRSN sont les suivantes :

- l'étude des risques liés aux inondations internes et ruptures de tuyauteries haute énergie<sup>13</sup> (RTHE) (cf. § 3.2.1) ;
- l'étude des risques d'explosion interne (cf. § 3.2.2) ;
- l'évaluation des risques industriels et aériens (cf. § 3.2.3).

EDF a également proposé pour le RP4 1300 un nouveau référentiel pour l'étude du « grand chaud » ; ce point est examiné au § 3.2.4.

Enfin, dans le cadre de la déclinaison du guide ASN n° 13 relatif à la protection des installations contre les risques d'inondation externe, les aspects méthodologiques des études des situations d'inondation externe « remontée de la nappe phréatique », « pluies locales » et « crue sur grand bassin versant<sup>14</sup> - volet statistique » ont également fait l'objet d'expertises anticipées (cf. § 3.2.5).

Les études du RP4 1300 associées aux agressions internes et externes, pour les agressions sélectionnées car jugées prioritaires au regard de l'évolution des méthodes d'études et des enjeux pour la sûreté, ont fait l'objet

---

<sup>12</sup> La branche en U est le tronçon de tuyauterie du circuit primaire situé entre le générateur de vapeur et la pompe primaire et dont l'allure géométrique globale représente un U.

<sup>13</sup> Les tuyauteries haute énergie véhiculent un fluide sous une pression de service supérieure à 20 bars relatifs ou à une température de service supérieure à 100 °C.

<sup>14</sup> Le bassin versant est un territoire géographique bien délimité : il correspond à l'ensemble de la surface recevant les eaux qui circulent vers un même point (en général un cours d'eau).

d'une expertise de l'IRSN dont les conclusions ont été présentées au GPR les 3 et 4 juillet 2024. Les points saillants de ces expertises sont présentés pour les agressions externes et internes respectivement aux § 5.2.2 et § 5.2.3. Certaines études d'agressions, non sélectionnées, ont fait l'objet d'inspections au sein des services d'ingénierie d'EDF.

### 3.2.1. Méthodologie d'étude des risques liés aux inondations internes et RTHE

Les éléments méthodologiques initialement présentés par EDF dans le cadre du RP4 1300 concernant l'étude des risques liés à l'inondation interne et aux RTHE étaient similaires à ceux transmis dans le cadre du RP4 900.

En particulier, EDF avait intégré, dans la méthode destinée aux études du RP4 1300, la « méthode analytique » (dite méthode des « débats limités »), mise en œuvre pour la première fois en RP4 900 par EDF dans ses études de RTHE pour évaluer le débattement de certains types de tuyauteries. Cette méthode des « débats limités » a fait l'objet d'une expertise de l'IRSN dans le cadre de son avis portant sur les études d'inondation interne et de RTHE réalisées au titre du quatrième réexamen périodique des réacteurs du site de Bugey [10]. Les conclusions de cette expertise ont conduit l'IRSN à formuler de nombreuses réserves quant à l'application de cette méthode. Ces réserves ont conduit EDF à ne plus retenir la méthode des « débats limités » pour l'étude des RTHE dans le cadre du RP4 1300.

De plus, dans le cadre de son expertise anticipée de la méthode d'étude des risques liés aux inondations internes et RTHE envisagée par EDF en RP4 1300, l'IRSN a considéré [11] que certaines hypothèses et règles d'étude, qui concernent l'application de l'aggravant<sup>15</sup> sur les vannes motorisées considérées pour l'isolement des sources d'inondation, le classement des équipements nécessaires à la démonstration de sûreté et la localisation des RTHE, n'étaient pas acceptables. De ce fait, l'IRSN soulignait [11] les difficultés à venir et les risques de ne pas être en capacité de conclure l'expertise dans le cadre du RP4 1300 compte tenu des délais nécessaires à EDF pour réaliser la totalité des études idoines. Ces difficultés se sont confirmées dans le cadre de l'expertise menée en vue de la réunion du GPR des 3 et 4 juillet 2024 au cours de laquelle EDF a fait part de nouvelles évolutions d'hypothèses d'études pour le RP4 1300. Le paragraphe 5.2.3 présente les conclusions de l'expertise de l'IRSN sur l'ensemble de ces points.

### 3.2.2. Méthodologie d'étude des risques liés à l'explosion interne

Les risques d'explosion d'origine interne dans l'îlot nucléaire des réacteurs d'EDF sont essentiellement liés à la présence de circuits pouvant contenir des effluents hydrogénés gazeux (circuits hydrogénés) et de procédés et équipements produisant de l'hydrogène.

À l'occasion du RP4 1300, des évolutions de méthodes par rapport à celles utilisées dans le cadre du RP3 1300 ont été retenues par EDF pour ce qui concerne la réalisation de l'étude des risques liés à l'explosion d'origine interne.

Ces évolutions méthodologiques portent sur l'évaluation des risques d'explosion d'origine interne :

- consécutifs à des fuites au niveau des singularités de tuyauteries véhiculant des gaz hydrogénés, en dehors du bâtiment réacteur (BR) ;
- consécutifs à des fuites au niveau des circuits hydrogénés dans le BR ;
- à l'intérieur des circuits hydrogénés de l'îlot nucléaire ;
- dans les locaux batteries.

Par ailleurs, EDF a complété ses études par la prise en compte d'un incendie induit par une explosion.

La méthodologie d'étude des risques liés à l'explosion interne a fait l'objet d'une expertise anticipée de l'IRSN [12] afin qu'EDF puisse prendre en compte les différentes demandes de l'ASN en résultant en amont de la réalisation des études attendues au titre du RP4 1300.

---

<sup>15</sup> Dans une étude de sûreté, l'application de l'aggravant consiste à rechercher la défaillance la plus défavorable d'un équipement sollicité pour ses effets bénéfiques lors de l'étude d'un incident/accident ou d'une agression et à vérifier que les conséquences de la prise en compte de l'aggravant sont acceptables pour la sûreté. Le caractère défavorable est déterminé au regard de l'objectif de l'étude.

À la suite d'une agression et notamment d'une explosion interne à l'installation, l'objectif de sûreté est de pouvoir replier l'installation dans un état sûr et de s'y maintenir. Or EDF ne retient comme cibles de sûreté à protéger des effets d'une explosion interne que les équipements assurant les fonctions soumises au critère de défaillance unique (CDU), ainsi que les fonctions support associées. Sur ce point, dans le cadre de l'instruction du dossier d'orientation du RP4 1300, l'ASN a demandé à EDF de justifier sa capacité à atteindre durablement un état sûr du réacteur en cas d'explosion interne affectant des équipements, non redondants, nécessaires à ce repli. EDF n'a pour l'heure pas apporté les éléments attendus.

L'expertise de l'IRSN a en outre mis en évidence que la méthode proposée par EDF ne tient pas compte des risques de transfert d'atmosphères explosives liés à une perturbation des flux d'air entre locaux à la suite d'une fuite hydrogénée. Ainsi, certains locaux pourraient à tort ne pas être identifiés comme à risque d'explosion alors qu'une atmosphère explosive pourrait s'y propager à partir de locaux adjacents où se produirait une fuite d'hydrogène.

Par ailleurs, pour ce qui concerne les études liées aux risques d'explosion en cas de fuite d'hydrogène, EDF décline deux méthodes distinctes pour étudier les fuites aux singularités d'une part et les fuites hors singularités d'autre part. S'agissant des fuites d'hydrogène hors singularités, EDF indique que les études de risques d'explosion interne sont réalisées au titre de « la robustesse » et à ce titre constituent un complément à la démonstration de sûreté. Ainsi, pour réaliser de telles études, EDF s'autorise à retenir un jeu d'hypothèses « relaxées », différent de celui retenu dans la démonstration de sûreté pour l'étude des fuites aux singularités. Selon l'IRSN, cette distinction faite par EDF entre l'étude des fuites aux singularités et hors singularités n'est pas justifiée.

Au global, bien que la méthode retenue par EDF pour l'étude des risques d'explosion d'origine interne dans le cadre du RP4 1300 s'inscrive dans la continuité de celle qui avait été proposée par EDF dans le cadre du RP4 900, l'IRSN considère que celle-ci doit être complétée pour mieux intégrer les avancées issues des précédentes instructions relatives au risque d'explosion d'origine interne. C'est pourquoi l'ensemble des éléments mentionnés ci-dessus ont fait l'objet de recommandations de l'IRSN [12] afin qu'EDF puisse compléter sa méthode en vue de la réalisation des études attendues au titre du RP4 1300.

### 3.2.3. Méthodologie d'évaluation des risques industriels et aériens

En 2022, l'IRSN a remis à l'ASN ses conclusions de l'expertise du dossier d'EDF portant sur sa méthode d'évaluation des risques industriels et aériens au titre du RP4 1300. Le dossier présenté par d'EDF ne présente pas d'évolution méthodologique majeure par rapport à celui présenté dans le cadre du RP4 900. Il s'agit pour l'essentiel d'une actualisation des paramètres d'accidentologie à retenir en vue de la réalisation des études et d'une prise en compte des nombreuses demandes formulées par l'ASN à l'issue des expertises de l'IRSN effectuées dans le cadre des phases génériques du RP4 900 et du RP3 1300 [13].

Au terme de son expertise, l'IRSN considère que la méthode envisagée par EDF pour la réalisation des études du RP4 1300 présente encore de nombreux axes d'amélioration, plus particulièrement pour ce qui concerne :

- la valeur du seuil de flux thermique à retenir dans les études relatives à l'environnement industriel et aux voies de communication ;
- le calcul de la probabilité de chute d'un vol local (c'est-à-dire un vol dont le décollage et l'atterrissage se font sur le même aérodrome) de l'aviation générale ;
- les risques liés aux vols d'hélicoptères ;
- la prise en compte de plusieurs cibles au titre des effets directs et indirects pour le calcul des surfaces virtuelles susceptibles d'être atteintes par la chute d'un avion de l'aviation générale.

L'ensemble de ces points ont fait l'objet de recommandations de la part de l'IRSN dans son avis en référence [14].

### 3.2.4. Évolutions du référentiel « grands chauds »

Pour notamment tenir compte des épisodes caniculaires et du changement climatique, les températures du référentiel « grands chauds » sont régulièrement réévaluées.

Dans le cadre du RP4 1300, EDF a présenté un nouveau référentiel « grands chauds » dans lequel des températures élevées de l'air sont définies pour chaque site du palier 1300 MWe et correspondent à trois régimes distincts :

- le régime permanent « longue durée », caractérisé par un profil sinusoïdal défini sur 24 heures avec comme température maximale la température longue durée (TLD) ;
- le régime exceptionnel « instantané », caractérisé par la température maximale exceptionnelle instantanée (TE), définie maintenant comme une température centennale et appliquée pendant 12 heures pour la vérification de la tenue des matériels en prise directe avec l'air extérieur ou dans des bâtiments à faible inertie thermique ;
- le régime exceptionnel de « courte durée », caractérisé par un profil sinusoïdal défini sur 24 heures entre la valeur TE et une valeur Tmin, appliqué pendant 14 jours pour les matériels qui ne sont pas sous l'influence directe de la température extérieure.

La méthodologie retenue par EDF pour réévaluer les températures de l'air étant identique pour tous les sites électronucléaires du parc en exploitation, l'expertise de l'IRSN s'est placée à la fois dans le cadre des suites du RP4 900 puisqu'elle visait à évaluer, pour les réacteurs de 900 MWe, la pertinence des réponses apportées par EDF aux demandes de l'ASN et aux engagements pris dans ce cadre, et en anticipation de l'examen des études thermiques réalisées dans le cadre du RP4 1300.

L'expertise de l'IRSN a porté sur :

- l'évaluation de la méthode mise en œuvre par EDF pour le calcul des températures extrêmes de l'air TE<sup>16</sup> et Tmin définissant l'agression canicule, pour l'ensemble des sites. Cette évaluation a notamment porté sur les stations de référence choisies et les méthodes statistiques utilisées pour le calcul du niveau de retour centennal tenant compte de l'impact du changement climatique ;
- la réévaluation de la température TE de l'air pour l'ensemble des sites en tenant compte des données les plus récentes, des tendances climatiques régionales et du retour d'expérience régional ;
- l'évaluation de l'adéquation du profil sinusoïdal proposé pour le régime permanent « longue durée », avec la définition retenue par EDF dans le référentiel « grands chauds », pour l'ensemble des sites.

Les conclusions détaillées de l'expertise de l'IRSN font l'objet de l'avis en référence [28]. Une synthèse des principales conclusions figure ci-après.

L'IRSN estime tout d'abord que la représentativité des stations météorologiques de référence n'est pas acquise pour tous les sites [28]. Ainsi, des compléments sont attendus de la part d'EDF pour justifier, dans le cadre de sa prochaine veille climatique en 2024, la représentativité des stations météorologiques de référence considérées pour les sites de 1300 MWe de Belleville et de Flamanville.

Pour ce qui concerne la TLD du régime permanent « longue durée », l'IRSN a considéré acceptable l'utilisation d'un profil sinusoïdal, plus réaliste qu'une température TLD constante, approche qui était précédemment retenue, tout en soulignant d'une part que ce profil devra faire l'objet d'une attention particulière lors des prochaines réévaluations des températures du référentiel « grands chauds », et d'autre part que cela conduit de fait à réduire le conservatisme sur cette donnée d'entrée des études thermiques.

Pour ce qui concerne les températures de l'agression canicule, l'IRSN souligne qu'EDF a répondu de manière satisfaisante à plusieurs demandes de nature méthodologique formulées par l'ASN dans le cadre des réexamens RP4 900 et RP4 1300.

Au regard de la représentativité des stations de référence, de l'évaluation des tendances climatiques, des contre-calculs réalisés et du retour d'expérience régional, l'évaluation globale menée par l'IRSN montre d'importantes incertitudes pour certains sites, mais les TE et TLD pour les sites du palier 1300 MWe ont été jugées acceptables.

---

<sup>16</sup> Dans le cadre de la réévaluation menée par EDF, les températures TE et Tmin sont extrapolées sur la période 2020-2049 et EDF considère que son approche permet d'estimer un niveau de retour centennal représentatif du climat du milieu de la période d'extrapolation.

Par ailleurs, EDF s'est engagé à s'assurer que la période de données retenue pour les calculs reste pertinente dans un contexte de changement climatique, pour tenir compte de l'ensemble des épisodes chauds de l'année, et à revoir la définition de cette période si nécessaire, ce qui est satisfaisant. L'IRSN estime néanmoins qu'EDF devrait prendre en compte les effets de saisonnalité dans les calculs statistiques, lors des prochaines réévaluations des températures du référentiel « grands chauds ».

Les autres aspects du référentiel « grands chauds » qui impactent les études thermiques et la vérification de la capacité des installations à faire face aux périodes de températures élevées sont examinés au § 5.2.2.

### **3.2.5. Déclinaison du guide ASN n° 13 relatif à la protection des installations contre les risques d'inondation externe**

En avril 2013, l'ASN a publié le guide n° 13 [30] relatif à la protection des installations nucléaires contre les inondations externes. Ce guide ASN constitue le référentiel « inondations externes » applicable en matière de protection des réacteurs nucléaires vis-à-vis du risque d'inondation externe.

La déclinaison de ce guide aux différentes centrales nucléaires d'EDF est réalisée au travers des dossiers de site « inondations externes » dits de stade 5 (DDS5) selon un calendrier dédié, découplé des réexamens périodiques. Par ailleurs, l'application de certaines préconisations du guide est précisée au travers de documents de méthodologie d'EDF à caractère générique, traitant de la caractérisation des situations de référence pour le risque d'inondation externe (SRI) vis-à-vis desquelles les installations nucléaires de base (INB) doivent être protégées.

En 2022, l'IRSN a procédé à l'examen de la déclinaison du guide n° 13, et particulièrement de la méthode utilisée par EDF pour caractériser les situations de référence d'inondation liées aux remontées de la nappe phréatique (RNP), aux débits des crues sur un grand bassin versant (CGB) et aux pluies locales (PLU).

Bien que tous les sites soient concernés par le risque d'inondation lié à des pluies, faute de dossiers transmis à temps, l'IRSN n'a pas examiné le cas des SRI PLU des sites de Cattenom, Golfech et Paluel. S'agissant des SRI CGB, seuls les sites situés en bord de rivière sont concernés par la nature de ce risque.

#### Risques d'inondation liés aux remontées de nappes phréatiques (RNP) :

L'IRSN estime que les méthodologies mises en œuvre pour définir les niveaux de nappe sont globalement satisfaisantes et conformes au guide ASN n° 13 et que les niveaux ainsi obtenus présentent pour la majorité des sites un certain degré de conservatisme. Néanmoins, ce dernier est parfois difficile à apprécier du fait de la faible quantité des données disponibles ou présentées dans les études [31].

L'IRSN a également relevé que certaines méthodologies utilisées pour déterminer le niveau de référence sur les sites doivent être améliorées sur certains aspects (formule empirique utilisée pour calculer la remontée de nappe induite par une forte pluie, qualité des modèles hydrogéologiques).

Enfin, une situation d'inondation en lien avec l'apparition éventuelle de nouvelles voies de transfert de produits radioactifs ou chimiques a été mise en évidence pour le site de Cattenom.

L'ensemble de ces points ont fait l'objet de recommandations formulées par l'IRSN dans l'avis [31] à la suite duquel EDF a pris des engagements qui apparaissent satisfaisants pour les sites du palier 1300 MWe. Pour le site de Cattenom, l'IRSN considère que les éléments apportés par EDF pour écarter le risque d'apparition de nouvelles voies de contamination de la nappe devraient être étayés et intégrés dans l'étude de l'aléa inondation par remontée de la nappe phréatique pour ce site.

#### Risques d'inondation liés aux crues sur grand bassin versant (CGB) :

L'IRSN estime que les approches mises en œuvre pour déterminer les débits de référence pour la SRI CGB sont globalement satisfaisantes et conformes au guide ASN n° 13. Au vu des hypothèses retenues, des contre-calculs menés par l'IRSN et des compléments apportés par EDF à l'issue de l'expertise [32], les débits de référence définis par EDF pour la SRI CGB sont acceptables pour l'ensemble des sites.

L'IRSN a toutefois estimé que des compléments méthodologiques devront être apportés dans le cadre des prochaines évaluations des débits de référence de la SRI CGB des sites concernés, ce qui pour la plupart d'entre eux a fait l'objet d'engagements de la part d'EDF satisfaisants dans le principe.

Par ailleurs, l'IRSN a évalué la nouvelle méthodologie présentée par EDF concernant la prise en compte des brèches dans les digues pour la SRI CGB et la SRI Rupture d'ouvrage de retenue (ROR). La démarche présentée par EDF, visant à définir les points de fragilité des digues et les caractéristiques de ruptures associées, constitue une évolution notable par rapport à la démarche retenue dans les précédentes études de modélisation des crues. Les nouvelles hypothèses proposées sont globalement satisfaisantes et conformes aux préconisations du guide n° 13. Toutefois il appartiendra à EDF de compléter les analyses de sensibilité prévues quant aux ruptures de digues avec un scénario conservatif vis-à-vis de l'impact sur le niveau d'eau au droit du site.

#### Risque d'inondation liés aux pluies locales (PLU) :

Les approches mises en œuvre par EDF sont globalement satisfaisantes et conformes au guide ASN n° 13. Au vu des hypothèses retenues par EDF, des contre-calculs menés par l'IRSN [33] et des compléments apportés par EDF à l'issue de l'expertise, les pluies de référence et les lames d'eau présentées dans les dossiers de site disponibles sont acceptables. De plus, les éléments transmis par EDF ont permis de vérifier la présence d'une marge avec les niveaux retenus pour définir les protections du noyau dur. Toutefois, l'IRSN a estimé qu'un certain nombre de compléments méthodologiques devraient être apportés dans le cadre des prochaines évaluations de la SRI PLU, afin de conforter la définition des pluies de référence et l'estimation des lames d'eau associées. Ces points ont fait pour la plupart l'objet d'engagements de la part d'EDF satisfaisants dans le principe.

Par ailleurs, l'IRSN estime qu'EDF devrait mener des investigations concernant l'impact du changement climatique sur les pluies « extrêmes » caractérisant la SRI PLU.

### **3.3. MÉTHODOLOGIE D'ÉVALUATION DES CONSÉQUENCES RADIOLOGIQUES DES REJETS ATMOSPHÉRIQUES ACCIDENTELS – MÉTHODE PASTA**

La nouvelle méthode proposée par EDF dans le cadre du RP4 1300, dénommée PASTA (Plateforme d'Analyse Statistique des Transferts radioactifs à l'Atmosphère et de leurs conséquences), fait suite à une demande de l'ASN émise à l'issue de l'analyse de la méthode utilisée dans le cadre du RP4 900 pour laquelle l'évolution des concentrations dans l'air et des dépôts au sol des radionucléides était déterminée à partir d'une condition météorologique fixe unidirectionnelle à laquelle était appliqué un « facteur correctif » visant à prendre en compte la variabilité des situations météorologiques. Ce « facteur correctif » était obtenu à partir d'un traitement statistique des météorologies observées sur les sites, à l'exclusion des vents calmes<sup>17</sup>.

*A contrario*, la méthode PASTA s'appuie sur un ensemble d'évaluations de conséquences radiologiques induites par un rejet donné à l'atmosphère et pour un centre nucléaire de production d'électricité (CNPE) donné, en faisant varier la date de début du rejet et en tenant compte de données météorologiques réelles du site. Ces évaluations de conséquences radiologiques font ensuite l'objet d'un traitement statistique.

Dans son avis en référence [9], l'IRSN a émis des recommandations relatives la modélisation des situations de vents calmes et à la vitesse de dépôt des aérosols, qu'EDF a prises en compte lors de l'application de la méthode PASTA dans le cadre du RP4 1300. Ainsi, l'IRSN considère que les modèles utilisés par EDF pour représenter la dispersion atmosphérique des différentes familles de radionucléides, les transferts de la contamination dans les écosystèmes et les calculs de conséquences radiologiques sont globalement à l'état de l'art.

S'agissant de l'évaluation des conséquences radiologiques (ECR), EDF retient dans la démonstration de sûreté les résultats pour le percentile 90<sup>18</sup> à partir des résultats de doses (ou de contaminations des denrées alimentaires) obtenus en considérant une période météorologique de cinq ans. Bien que l'IRSN estime acceptable de retenir dans son principe le percentile 90, ce choix ne garantit pas que, pour un indicateur, un site et une durée de rejets

---

<sup>17</sup> Pour EDF, il s'agit des vents présentant une vitesse inférieure à 0,75 m/s ; cette situation météorologique est considérée comme pénalisante pour les conséquences radiologiques en particulier à proximité de l'installation.

<sup>18</sup> Le percentile 90 correspond à une valeur au-dessous de laquelle se situent au moins 90 % des résultats (dit autrement on exclut les 10 % des résultats les plus élevés).

donnés, les résultats obtenus permettront de couvrir l'ensemble des typologies de conditions météorologiques récurrentes observées sur le site. L'IRSN estime qu'EDF devra prendre en compte cette limitation dans les enseignements qu'il tire des ECR.

Enfin, l'IRSN estime que les indicateurs proposés par EDF pour l'application de la méthode dans le cadre de la démonstration de sûreté sont suffisants pour apprécier l'atteinte des objectifs du RP4 1300. Toutefois, ces indicateurs ne prennent pas en compte la voie ingestion pour les évaluations de la dose équivalente à la thyroïde à court terme au-delà de 24 heures, et à moyen terme, ce qui n'est pas conforme à la réglementation.

*In fine*, compte tenu des engagements pris par EDF au cours de l'expertise, la mise en œuvre de la méthode PASTA par EDF dans le cadre du RP4 1300 est acceptable sous réserve qu'EDF justifie la bonne prise en compte des limites et incertitudes identifiées lors de l'expertise. À cet égard, un bilan de l'application de la méthode PASTA est attendu dans la cadre de la clôture du RP4 1300 avec notamment une analyse de l'impact du choix du percentile 90 sur les évaluations des conséquences radiologiques des accidents.

## 4. MAÎTRISE DU VIEILLISSEMENT

**Objectif RP4 1300 associé à ce thème : Vérifier la conformité des installations au regard des règles qui leur sont applicables et maîtriser le vieillissement des installations.**

À l'instar du programme déployé par EDF pour les réacteurs de 900 MWe à l'occasion de leur 4<sup>ème</sup> réexamen périodique, la poursuite du fonctionnement des réacteurs de 1300 MWe après 40 ans fait l'objet d'un volet spécifique qui couvre la maîtrise du vieillissement des matériels et le maintien de la qualification des matériels aux conditions accidentelles. À ce stade, les études réalisées par EDF sont communes à tous les réacteurs du palier de 1300 MWe ou à chaque train<sup>19</sup> de réacteurs. Cette démarche de maîtrise du vieillissement revêt une importance toute particulière pour les composants non-remplaçables comme la cuve et l'enceinte de confinement.

Le réexamen comportera une seconde phase qui consistera à décliner les conclusions de ce volet, réacteur par réacteur, à l'occasion de leur arrêt pour leur 4<sup>ème</sup> visite décennale.

### 4.1. MAÎTRISE DU VIEILLISSEMENT

La démarche de maîtrise du vieillissement mise en œuvre par EDF est fondée sur un processus d'examen des systèmes, structures et composants (SSC) et de la manière dont leur intégrité ou leur fonctionnalité peut être affectée par un mécanisme de vieillissement. Elle tient compte des dispositions d'exploitation et de maintenance en vigueur, ainsi que des difficultés de réparation ou de remplacement. Le résultat de l'analyse des effets d'un mécanisme de vieillissement sur un SSC est consigné dans une fiche d'analyse du vieillissement (FAV). Tout SSC dont la réparation ou le remplacement est jugé difficile, voire impossible, fait l'objet d'un dossier d'aptitude à la poursuite de l'exploitation (DAPE), dit « DAPE de composant », comportant une analyse détaillée des différents mécanismes qui l'affectent et des actions ou études complémentaires nécessaires à la maîtrise du vieillissement.

Par ailleurs, en complément de la démarche susmentionnée, un programme d'investigations complémentaires (PIC) a pour objectif d'évaluer, par sondage sur certains réacteurs lors d'un réexamen périodique, si des zones, non examinées au titre du programme de maintenance, ne sont pas sujettes à des mécanismes de dégradation.

Dans le cadre du RP4 1300, l'expertise menée par l'IRSN a porté sur les points suivants :

- l'analyse des mécanismes prépondérants de vieillissement des matériaux métalliques qui sont de nature à limiter la durée de vie de certains composants ;
- l'aptitude au fonctionnement et la surveillance des gros composants et des tuyauteries du circuit primaire principal (CPP), des matériels électriques, du génie civil et des équipements internes de cuve ;
- les FAV relatives à d'autres équipements dont le vieillissement nécessite une certaine attention, tels que le tube de transfert des assemblages de combustible entre les piscines du bâtiment réacteur (BR) et du

---

<sup>19</sup> Le palier de 1300 MWe est composé de deux trains de réacteurs : le train P4 et le train P'4. Concrètement, cela se traduit par des aménagements ou des tailles de locaux sensiblement différents. De même, certains matériaux ou équipements peuvent être de nature sensiblement différente entre les deux trains de réacteurs.

bâtiment d'entrepôtage du combustible (BK), les peaux d'étanchéité de ces piscines, les bâches du circuit de traitement et de réfrigération de l'eau de ces piscines (PTR), et les tuyauteries des systèmes de sauvegarde ;

- les PIC relatifs au génie civil, aux matériels électriques, aux matériels mécaniques du CPP et des circuits secondaires principaux (CSP), ainsi qu'aux autres matériels mécaniques.

Les conclusions détaillées de l'expertise de l'IRSN font l'objet de l'avis en référence [16]. Une synthèse en est faite ci-après.

#### **4.1.1. Mécanismes prépondérants de vieillissement des matériaux métalliques**

Deux mécanismes de vieillissement considérés par l'IRSN de nature à limiter la durée d'aptitude au fonctionnement des équipements mécaniques ont été particulièrement examinés : le vieillissement thermique et la fissuration par fatigue.

La prise en compte par EDF des mécanismes de vieillissement thermique des aciers ferritiques appelle peu de commentaires de la part de l'IRSN [16] ; en revanche, la prise en compte des mécanismes de fissuration par fatigue appelle les commentaires suivants.

L'analyse du mécanisme de fissuration par fatigue est effectuée au moyen du calcul d'une grandeur appelée facteur d'usage<sup>20</sup>. EDF définit une valeur seuil de cette grandeur afin de juger de la pertinence de ce mécanisme pour un composant donné. L'IRSN constate qu'EDF a modifié cette valeur seuil en 2022, celle-ci étant désormais égale à 1 pour une valeur initialement fixée à 0,1. Ainsi, pour les composants dont le facteur d'usage est inférieur à ce nouveau seuil, EDF ne prévoit plus la création de nouvelles FAV ou la mise à jour de FAV existantes. Le choix d'EDF de réévaluer à la hausse le seuil affecté au facteur d'usage apparaît discutable. En effet, des défauts de fissuration dus à la fatigue ont déjà été observés sur des composants pour lesquels un facteur d'usage inférieur à 1 avait été calculé. Ce constat met en évidence la nécessité de considérer les valeurs de facteur d'usage avec prudence. Pour l'IRSN, la valeur seuil « historique » de 0,1 apparaît toujours comme adaptée. De ce fait, l'IRSN considère que le choix d'EDF relatif à la valeur du nouveau seuil attribué au facteur d'usage, et les conséquences directes qui en découlent (non-crédation de nouvelles FAV ou non-mise à jour de FAV existantes), constituent un affaiblissement du processus de la maîtrise du vieillissement des composants sujets au risque de fissuration par fatigue. Ce point fait l'objet d'une recommandation de la part de l'IRSN afin qu'EDF conserve le seuil de 0,1 [16].

#### **4.1.2. Aptitude au fonctionnement et surveillance des gros composants et des tuyauteries du CPP**

L'IRSN a examiné l'aptitude au fonctionnement et la surveillance des gros composants du CPP au travers des trois DAPE et des FAV associées, relatifs à la cuve, au pressuriseur et aux générateurs de vapeur (GV) ainsi que les FAV relatives aux groupes motopompes primaires. Il a également examiné le DAPE et les FAV relatifs aux tuyauteries principales et les FAV des tuyauteries auxiliaires du CPP.

À l'issue de son expertise, l'IRSN considère que les dispositions mises en œuvre par EDF pour assurer la maîtrise du vieillissement des gros composants et des tuyauteries du CPP sont satisfaisantes en vue de la poursuite de l'exploitation des réacteurs de 1300 MWe pendant la période de 10 ans suivant leur quatrième visite décennale.

#### **4.1.3. Aptitude au fonctionnement et surveillance d'équipements hors CPP**

L'IRSN a examiné l'aptitude au fonctionnement et la surveillance des équipements hors CPP au travers des six DAPE relatifs aux équipements internes de cuve, aux câbles électriques, au contrôle-commande, aux traversées électriques, à l'enceinte de confinement et aux risques de gonflement du béton. Une synthèse des principales conclusions de l'expertise menée par l'IRSN [16] est présentée ci-après.

---

<sup>20</sup> De manière simplifiée, le facteur d'usage est défini comme étant le rapport entre un nombre de cycles prévu et un nombre de cycles admissible avant l'amorçage d'une fissure de fatigue. La valeur du facteur d'usage est utilisée comme critère d'aptitude à la poursuite de l'exploitation des composants faisant l'objet de FAV relatives à la fatigue.

### Équipements internes de cuve

Les équipements internes de cuve servent notamment à maintenir les assemblages de combustible dans la cuve. Ces équipements sont maintenus en position dans la cuve grâce à des organes de guidage et d'alignement qui sont sujets à l'usure. Les mesures d'usure de ces organes de guidage et d'alignement ne sont pas prévues pour les réacteurs de 1300 MWe, sauf pour le réacteur tête de série (réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Paluel), tardivement en 2032, alors que sa quatrième visite décennale est prévue en 2026, EDF estimant que, le comportement vibratoire des réacteurs du palier 1300 MWe étant comparable à celui des réacteurs du palier 900 MWe, les conclusions des examens télévisuels (ETV) réalisés sur le palier 900 MWe sont suffisantes à court terme. EDF envisage ainsi uniquement la réalisation d'ETV des organes de guidage lors de sa quatrième visite décennale. Pour l'IRSN, ces examens télévisuels ne sont pas suffisants, car ils ne permettent pas de disposer de mesures quantifiées de l'usure des organes de guidage. Ces mesures sont nécessaires afin de s'assurer que les hypothèses retenues dans les études justificatives de tenue des équipements internes de cuve restent valides. Ainsi, ce point fait l'objet d'une recommandation de la part de l'IRSN [16] afin qu'EDF mesure, lors de la VD4 du réacteur n° 1 du CNPE de Paluel, les jeux des organes de guidage et d'alignement entre la cuve et les équipements internes de cuve pour s'assurer de leur cohérence avec ceux retenus dans les études mécaniques.

### Matériels électriques

Les dispositions mises en œuvre par EDF pour assurer la maîtrise du vieillissement des traversées électriques, des câbles électriques et du contrôle-commande, en vue de la poursuite de l'exploitation des réacteurs de 1300 MWe pendant la période de 10 ans suivant leur quatrième visite décennale, n'appellent pas de remarque de la part de l'IRSN. Cependant, les matériels électromécaniques de la salle de commande et du panneau de repli ne font pas l'objet d'un DAPE. EDF justifie la maîtrise du vieillissement de ces équipements par l'existence d'essais périodiques fréquents. À cet égard, si EDF convient que des défaillances de ces équipements sont à prévoir pour la période de 10 ans suivant la quatrième visite décennale de ces réacteurs, il considère toutefois qu'elles ne remettent pas en cause les fonctions de sûreté de la salle de commande et du panneau de repli.

L'IRSN considère que la réalisation d'essais périodiques ne peut pas se substituer aux nécessaires actions de maintenance préventive. De plus, une maintenance préventive, définie sur la base des actions réalisées habituellement par les exploitants pour traiter les événements fortuits, permettrait d'apporter des garanties de prévention des défaillances constituant potentiellement des modes communs. C'est pourquoi l'IRSN a recommandé qu'EDF définisse les actions de maintenance préventive à mettre en œuvre sur les matériels électriques et de contrôle-commande de la salle de commande et du panneau de repli afin de prévenir les pannes liées au vieillissement.

### Enceinte de confinement

La surveillance du comportement mécanique des enceintes de confinement des réacteurs de 1300 MWe est assurée à travers la réalisation de mesures et par des extrapolations faites à partir de modèles numériques. L'IRSN considère, comme EDF, que le comportement mécanique des enceintes devrait se traduire par des déformations limitées et compatibles avec les exigences de comportement visées pendant la période de 10 ans suivant la VD4 de ces réacteurs.

L'IRSN relève cependant que seules huit enceintes de confinement ont fait l'objet d'une réévaluation de leur comportement par EDF, à partir d'hypothèses dont le conservatisme n'est pas avéré. Par conséquent, pour l'IRSN, il appartiendra à EDF de réévaluer, au plus tard pour le cinquième réexamen périodique, le comportement à 60 ans de l'ensemble des enceintes de confinement des réacteurs de 1300 MWe, en fonctionnement normal et en situations accidentelles.

### Pathologies du béton

S'agissant des phénomènes de gonflement interne<sup>21</sup> du béton sous l'effet de pathologies, l'IRSN estime qu'EDF doit évaluer les conséquences potentielles de ces phénomènes sur l'aptitude des structures de génie civil, classées importantes pour la sûreté, à satisfaire dans le temps leurs exigences de sûreté (résistance structurelle, supportage, confinement), en situations normale et accidentelle. EDF devra également établir un programme d'action visant à acquérir des connaissances complémentaires pour renforcer la robustesse des éléments techniques utilisés pour conforter la démonstration de la maîtrise des effets résultant de ces phénomènes de gonflement. Ces points ont fait l'objet d'une recommandation de la part de l'IRSN [16].

### Autres équipements

L'IRSN a mené une analyse sur un nombre limité de SSC particulièrement importants pour la sûreté et a examiné, pour ce faire, les FAV relatives au tube de transfert entre les piscines du BR et du BK, aux peaux d'étanchéité de ces piscines, aux bâches PTR et aux tuyauteries des systèmes de sauvegarde. Pour ces matériels, l'IRSN considère que les dispositions prises par EDF sont de nature à maîtriser leur vieillissement pendant la période de 10 ans suivant la VD4 des réacteurs de 1300 MWe.

#### **4.1.4. Programme d'investigations complémentaires (PIC)**

La méthodologie retenue pour l'élaboration des PIC pour le RP4 1300 est la même que celle employée pour le RP4 900 en 2018. Toutes les configurations (P4 ou P'4, bord de rivière ou bord de mer) sont couvertes et les délais de réalisation du PIC sont de 4 ans, à l'instar du PIC RP4 900. Cette approche est satisfaisante.

Dans le cadre du RP4 1300, les quatre PIC sont relatifs aux matériels électriques et de contrôle-commande, aux composants du CPP et des CSP, aux composants autres que ceux du CPP et des CSP et au génie civil. L'IRSN n'a pas de remarque concernant les trois premiers. En revanche, s'agissant du PIC relatif au génie civil, EDF ne dispose pas de la liste exhaustive des éléments structuraux difficilement ou non-inspectables pour l'ensemble des réacteurs de 1300 MWe. En conséquence, EDF n'est pas en mesure d'établir à ce jour l'état du vieillissement de ces éléments. C'est pourquoi l'IRSN a recommandé [16] qu'EDF justifie la suffisance des dispositions envisagées pour répondre à cette lacune pour s'assurer de la conformité des éléments structuraux difficilement ou non-inspectables sur l'ensemble des réacteurs de 1300 MWe, au minimum, pendant la période de 10 ans suivant leur VD4.

Pour ce qui concerne les joints d'étanchéité du tampon d'accès des matériels et les joints situés entre les viroles et les enceintes externes des sas, plusieurs retours d'expérience négatifs ont mis en évidence des dégradations et une recrudescence des fuites. Pour l'IRSN, un contrôle des joints est donc nécessaire, ce à quoi EDF s'est engagé. En fonction de l'analyse des résultats des contrôles des joints, EDF redéfinira, le cas échéant, une périodicité de remplacement des joints adaptée. Cette disposition est satisfaisante dans son principe.

#### **4.2. MÉTHODES DE CALCULS MOBILISÉES DANS LA RÉVISION DES DOSSIERS DE RÉFÉRENCE RÉGLEMENTAIRE – TENUE EN SERVICE DES CUVES**

Dans le cadre du RP4 1300, EDF met à jour les dossiers de référence réglementaire (DRR) du CPP et des circuits secondaires principaux (CSP). Cette mise à jour des DRR, qui s'étend jusqu'à fin 2025, prend en compte le retour d'expérience du RP4 900 et l'utilisation de deux nouvelles méthodes<sup>22</sup> de calcul pour les justifications mécaniques, à savoir :

- la méthode dite « Roche alternative » : cette méthode permet d'évaluer de manière réaliste les efforts sismiques inertiels dans les lignes auxiliaires du CPP et les lignes des CSP ;

---

<sup>21</sup> Les réactions de gonflement interne du béton désignent la réaction alcali-granulat (RAG) et la réaction sulfatique interne (RSI). Ces phénomènes n'ont pas été considérés à la conception des ouvrages de génie civil des réacteurs de 1300 MWe et n'ont donc pas fait l'objet de précautions particulières lors de leur construction.

<sup>22</sup> Ces méthodes dites « nouvelles méthodes » sont dénommées ainsi car elles n'ont pas, ou pas complètement, été instruites dans le cadre des dossiers précédents et leur application n'a pas fait l'objet d'un positionnement de l'ASN.

- la méthode de relaxation des moments secondaires : elle permet d'abattre les moments dans les boucles primaires en prenant en compte la plastification de la ligne.

De plus, EDF prévoit de mettre en œuvre une simplification, par rapport à l'application réalisée dans le cadre du RP4 900, de la méthode de prise en compte des effets de l'environnement du circuit primaire dans les études de fatigue des DRR du palier 1300 MWe.

Enfin, conformément à la réglementation en vigueur, EDF a présenté le dossier de justification de la tenue en service des cuves des réacteurs de 1300 MWe dans la perspective d'un fonctionnement durant 10 ans à l'issue de leur VD4. Par rapport au dossier de justification de la tenue en service des cuves établi pour la VD3 1300, le dossier de justification RP4 1300 présente les évolutions suivantes :

- l'introduction de grappes hafnium en cuve lors de la VD4 de chaque réacteur pour réduire le flux neutronique reçu par la cuve, principalement au point chaud ;
- la prise en compte de l'ensemble des transitoires thermohydrauliques à l'état RP4 ;
- la prise en compte d'un niveau de contraintes résiduelles forfaitaire de 70 MPa dans le joint soudé C1/C2<sup>23</sup> des cuves.

L'ensemble de ces dossiers a fait l'objet d'une expertise par l'IRSN dont les conclusions [19] ont été présentées aux membres du GP ESPN les 17 et 18 décembre 2024. Les conclusions du GP ESPN font l'objet de l'avis en référence [20].

#### 4.2.1. Méthode « Roche alternative »

Pour répondre à ses besoins spécifiques, EDF a adapté la méthode Roche. Cette adaptation, qualifiée de « méthode Roche alternative », a été développée par EDF sur la base d'une méthode codifiée dans le RCC - MRx<sup>24</sup>, pour évaluer de manière plus réaliste, tout en restant conservatrice, les conséquences des chargements sismiques inertiels. Elle s'applique aux lignes auxiliaires en acier inoxydable austénitique du CPP et aux lignes des CSP et permet de tenir compte de manière approchée des effets de la plastification de certaines sections des tuyauteries. La plastification a pour effet de réduire les moments de flexion par rapport à une évaluation de ceux-ci réalisée par un calcul en élasticité linéaire.

Les résultats obtenus par l'application de la méthode d'EDF sont comparés avec ceux obtenus par des calculs de référence à l'aide de la méthode aux éléments finis en élastoplasticité. La comparaison des résultats met en évidence un sous-conservatisme par rapport aux calculs en élastoplasticité pour certaines configurations.

Bien que l'IRSN n'ait pas de remarque sur le développement de la méthode Roche alternative d'EDF et juge satisfaisant, dans son principe, la démarche de validation de cette méthode, il estime que le sous-conservatisme occasionnellement observé doit être couvert par des provisions appropriées. Par ailleurs, l'IRSN constate que le choix de découpage en tronçons dans le cas des lignes de tuyauteries ramifiées pourrait être une source d'incertitude non négligeable. Pour l'IRSN, cette incertitude pourrait entraîner le non-conservatisme de la méthode.

En outre, EDF a présenté une démonstration pour étendre l'application de la méthode Roche alternative aux cas des lignes de tuyauteries en acier ferritique. Pour l'IRSN, le choix fait par EDF pour approcher la loi décrivant le comportement de ces aciers, différente de celle retenue pour les aciers inoxydables austénitiques, peut conduire à une surestimation du coefficient d'abattement des moments sismiques inertiels. L'ensemble de ces éléments a fait l'objet d'une recommandation à la fois de l'IRSN [19] et du GP ESPN [20] afin qu'EDF intègre dans sa méthode des dispositions appropriées pour garantir son conservatisme en toutes circonstances.

---

<sup>23</sup> La cuve d'un réacteur de 1300 MWe est un ensemble mécano-soudé en acier ferritique constitué de plusieurs tronçons. Le corps de cuve est constitué, de haut en bas, d'une bride, d'une virole porte-tubulure (dans laquelle sont percées huit débouchures correspondant aux entrées et sorties des 4 boucles du circuit primaire), de deux viroles de cœur (appelées C1 et C2). Le fond inférieur de la cuve est relié au corps de cuve par la bride de fond.

<sup>24</sup> Règles de conception et de construction des matériels mécaniques des installations nucléaires hautes températures, expérimentales et de fusion.

#### 4.2.2. Méthode de relaxation des moments secondaires

Dans le cadre de la mise à jour des DRR pour le RP4 900, EDF a valorisé une méthode de relaxation des moments secondaires pour le calcul des moments considérés dans les études de risque de rupture brutale du CPP. Les moments dits « secondaires » sont ceux qui résultent de déplacements imposés aux tuyauteries, par opposition à ceux qui résultent de forces imposées qui sont dits « primaires ». La relaxation est apportée par la plastification de certaines sections des tuyauteries du circuit primaire principal sous l'effet des déplacements imposés.

Pour l'établissement des DRR RP4 1300, EDF a également retenu cette méthode de relaxation des moments secondaires pour définir les valeurs des torseurs d'efforts retenus à l'issue des opérations de remplacement des générateurs de vapeur (RGV) ou/et des composants du circuit primaire (RCCP) des réacteurs de 1300 MWe.

Le développement de la méthode ainsi que la démarche de vérification et de validation mise en œuvre par EDF appellent *in fine* peu de commentaires de la part de l'IRSN. Les quelques remarques formulées par l'IRSN au cours de l'expertise ont d'ailleurs conduit EDF à s'engager à apporter un complément de validation de la méthode de relaxation des moments secondaires notamment pour ce qui concerne la branche en U dont la géométrie diffère des cas étudiés en raison de tronçons droits plus courts que pour les branches chaude et froide.

EDF prévoit d'appliquer cette méthode au cumul des chargements considérés comme secondaires, incluant le chargement thermique pris en compte à la conception. Or dans sa prise de position concernant la phase d'orientation du RP4 900 [38], l'ASN avait indiqué que les moments secondaires pouvant être relaxés concernent « surtout [les] chargements additionnels car non prévus à la conception comme les moments créés par les remplacements des générateurs de vapeur ou ceux induits par l'écart physique du dôme ». Pour l'IRSN, si EDF souhaite mettre en œuvre sa méthode pour relaxer les efforts associés aux chargements liés à la dilatation thermique déjà prévus à la conception, une analyse d'impact de cette prise en compte sur la justification d'absence de risque de rupture brutale des tuyauteries du CPP devra être réalisée. Ce point particulier a fait l'objet d'une recommandation de la part de l'IRSN [19].

#### 4.2.3. Prise en compte des effets de l'environnement primaire dans les études de fatigue

La méthode développée par EDF permet de recenser les zones dites « sentinelles », zones du CPP (hors métal de base ferritique revêtu) et de ses lignes auxiliaires estimées comme potentiellement affectées par les effets de l'environnement au regard de leur comportement en fatigue. Cette méthode a été établie pour le RP4 900. L'IRSN considère que les différences entre les réacteurs de 900 MWe et de 1300 MWe relatives aux transitoires thermiques et aux géométries des structures ne remettent pas en cause l'applicabilité de la méthode de sélection des zones sentinelles dans les études du RP4 1300. EDF a simplifié une des étapes de la méthode pour son application aux réacteurs de 1300 MWe. Pour l'IRSN, cette simplification ne remet pas en cause le conservatisme de la méthode et elle est donc acceptable.

#### 4.2.4. Tenue en service de la zone de cœur des cuves jusqu'à leur VD4 + 10 ans

La tenue en service de la zone de cœur<sup>25</sup> des cuves des réacteurs de 1300 MWe est justifiée par des analyses du risque de rupture brutale. L'estimation des caractéristiques mécaniques des matériaux des viroles de cuve et de leurs joints soudés à l'échéance de VD4 + 10 ans comporte deux étapes principales : la première étape consiste à estimer le flux neutronique reçu depuis le démarrage des réacteurs (ou fluence) par les viroles de cœur au point le plus irradié, dit « point chaud », ainsi qu'au droit des défauts détectés dans certaines cuves ; la deuxième étape vise à évaluer la fragilisation des matériaux de la cuve sous l'effet de cette fluence. En fonction des situations thermohydrauliques retenues, l'évaluation des chargements susceptibles de solliciter un défaut, réel ou postulé, dans toutes les situations de fonctionnement incidentel et accidentel, est réalisée. Cette dernière permet la détermination du facteur d'intensité de contrainte qui sera comparé à la ténacité du matériau à l'état vieilli.

En vue de la réunion du GP ESPN des 17 et 18 décembre 2024, et afin d'évaluer la tenue en service de la zone de cœur des cuves jusqu'à leur VD4 + 10 ans, l'expertise de l'IRSN a porté sur les éléments techniques suivants :

<sup>25</sup> La zone de cœur correspond aux parties de la cuve pour lesquelles la fluence estimée à l'échéance de la période couverte par le réexamen dépasse une valeur seuil.

- la fluence reçue par les cuves ;
- les examens réalisés en zone de cœur ;
- le vieillissement des matériaux par irradiation et le programme de surveillance de l'irradiation des cuves (PSI) ;
- la sélection et la caractérisation des transitoires thermohydrauliques ;
- la démarche d'analyse du risque de rupture brutale de la cuve.

Les conclusions détaillées de l'expertise de l'IRSN figurent dans l'avis en référence [19]. Pour l'essentiel, il ressort que les éléments techniques apportés par EDF, sur l'ensemble des items susmentionnés concourant à la justification de la tenue en service de la zone de cœur des cuves pour la période d'exploitation supplémentaire de 10 ans qui suivra la quatrième visite décennale de chaque réacteur de 1300 MWe, apparaissent globalement satisfaisants. Cependant, le taux de couverture des résultats expérimentaux établis par la « formule de fragilisation par irradiation » (FFI)<sup>26</sup> pourrait évoluer au fur et à mesure de la réception de nouveaux résultats expérimentaux issus de l'examen des capsules irradiées. Pour l'IRSN, ce taux de couverture doit faire l'objet d'un suivi attentif. Bien qu'EDF ait pris l'engagement de réviser la formule de fragilisation par irradiation en intégrant l'ensemble des résultats provenant des capsules irradiées, l'IRSN a recommandé qu'EDF vérifie, au minimum tous les deux ans, que le taux de couverture des données de fragilisation par irradiation des matériaux de cuve par la loi de fragilisation par l'irradiation en vigueur au moment de cette vérification reste au moins égal à celui visé lors de l'élaboration de cette loi. Ce point a également fait l'objet d'une recommandation de la part du GP ESPN [20].

#### 4.3. CONCLUSION RELATIVE À LA MAÎTRISE DU VIEILLISSEMENT

La démonstration de la maîtrise du vieillissement réalisée par EDF au travers des DAPE de composants et des FAV depuis les troisièmes visites décennales des réacteurs de 1300 MWe a été complétée en vue d'une prolongation de la durée de fonctionnement pendant la période de 10 ans suivant la VD4 de ces réacteurs. Des contrôles des zones non examinées au titre du programme de maintenance ont en outre été proposés dans le cadre du PIC.

Compte tenu des engagements pris par EDF durant l'expertise et sous réserve de la prise en compte des recommandations formulées dans l'avis [16], l'IRSN considère que les dispositions mises en œuvre ou prévues par EDF pour assurer la maîtrise du vieillissement des structures, systèmes et composants des réacteurs de 1300 MWe au-delà de leur quatrième visite décennale sont pertinentes.

Concernant les méthodes de calcul mobilisées dans la révision des DRR RP4 1300, l'IRSN considère que l'application de la méthode Roche alternative d'EDF nécessite un renforcement de son conservatisme. L'IRSN considère acceptable l'application de la méthode de relaxation des moments secondaires, mais estime que, en cas d'utilisation de cette méthode pour relaxer les efforts associés aux chargements liés à la dilatation thermique déjà prévus à la conception, EDF devra réaliser une analyse d'impact sur la justification d'absence de risque de rupture brutale des lignes du circuit primaire principal [19].

S'agissant de la prise en compte de l'effet de l'environnement primaire dans les analyses de fatigue, l'IRSN considère que la méthode d'identification des zones sentinelles est transposable des réacteurs du palier 900 MWe aux réacteurs du palier 1300 MWe et que sa simplification pour l'application à l'élaboration des DRR des réacteurs du palier 1300 MWe est conservatrice.

Enfin, concernant la tenue en service de la zone de cœur des cuves des réacteurs de 1300 MWe pendant la période de 10 ans suivant leur quatrième visite décennale, l'IRSN estime qu'EDF a justifié l'absence de risque de rupture brutale associé aux défauts génériques postulés aux points les plus irradiés et aux trois défauts avérés sur l'ensemble des cuves des réacteurs du palier 1300 MWe.

---

<sup>26</sup> Il s'agit d'une loi empirique établie par EDF afin d'évaluer la fragilisation par irradiation de l'acier des cuves en tenant compte de la composition chimique du matériau et de son évolution sous l'effet de l'irradiation. Cette loi empirique est valable pour toutes les cuves des réacteurs du parc en exploitation. Les valeurs prédites par la FFI sont comparées aux valeurs expérimentales issues du PSI.

## 5. RÉÉVALUATION GÉNÉRIQUE DE LA SÛRETÉ

Cette phase du réexamen périodique s'inscrit dans une démarche plus générale d'amélioration continue de la sûreté nucléaire. Néanmoins, dans son courrier de 2019 qui fixe les objectifs de la quatrième réévaluation de sûreté des réacteurs de 1300 MWe, l'ASN indique que : « ...les objectifs de sûreté à retenir pour le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe doivent être définis au regard des objectifs applicables aux réacteurs de nouvelle génération ». Cet objectif global constitue, pour l'ensemble des études à mener dans le cadre de ce réexamen périodique, la cible à atteindre.

En complément, des objectifs spécifiques sont affectés aux thématiques suivantes :

- les études des conditions de fonctionnement de dimensionnement et des conditions de fonctionnement complémentaires (incluant les EPS de niveau 1) ;
- la prise en compte des agressions internes et externes ;
- la maîtrise des accidents avec fusion du combustible (incluant les EPS de niveau 2).

Chacune de ces thématiques a fait l'objet d'une expertise de l'IRSN dont les conclusions qui ont été présentées au GPR font l'objet des paragraphes suivants.

### 5.1. EXPERTISE DES ÉTUDES DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT DE DIMENSIONNEMENT ET DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT COMPLÉMENTAIRES

**Objectifs RP4 1300 associés à ce thème : Respecter les critères de sûreté des études d'accident en intégrant les évolutions de connaissances ; tendre vers des niveaux de conséquences radiologiques ne nécessitant pas la mise en œuvre des mesures de protection de la population (prise de comprimés d'iode, mise à l'abri, évacuation) ; rendre extrêmement improbable le découvrage des assemblages de combustible en cas de vidanges accidentelles de la piscine d'entreposage ou de perte de son refroidissement.**

À l'occasion du RP4 1300, EDF prévoit une modification importante de la gestion de combustible utilisée pour les réacteurs de 1300 MWe, à savoir la possibilité d'introduire du combustible sous forme d'uranium de retraitement enrichi (URE) et également du combustible issu d'un mélange d'oxydes d'uranium et de plutonium (MOX), en plus du combustible d'uranium neuf enrichi (UNE) utilisé dans la gestion de combustible GEMMES actuelle. EDF vise toutefois à disposer d'un état physique de l'installation (schéma des grappes de commande, seuils d'alarme et de protection...) et de règles générales d'exploitation (RGE) aussi proches que possible pour les différents produits de combustible, alors que par exemple le combustible MOX présente des caractéristiques neutroniques en général moins favorables que les combustibles URE et UNE en termes de sûreté.

De manière générale, EDF a repris l'intégralité des études des conditions de fonctionnement des réacteurs de 1300 MWe, en considérant les combustibles UNE, URE et MOX.

La réalisation par EDF des études d'accidents s'appuie sur de nombreuses méthodes qui, pour certaines d'entre elles, ont fait l'objet d'évolutions. Pour rappel, le paragraphe 3.1 présente une synthèse des expertises menées par l'IRSN quant aux évolutions de méthodes proposées par EDF. L'objectif de ces expertises anticipées était de permettre à EDF d'intégrer les recommandations de l'IRSN en amont de la mise en œuvre effective de ces méthodes pour le RP4 1300. Sur ce point, l'IRSN estime que les méthodes sont déclinées de manière satisfaisante par EDF dans les études du RP4 1300.

Les conclusions de l'expertise menée par l'IRSN des éléments techniques transmis par EDF en support à sa démonstration de sûreté pour répondre aux objectifs de ce réexamen ont été présentées au GPR lors de sa réunion des 4 et 5 décembre 2024. Ces conclusions font l'objet de l'avis cité en référence [23] et portent sur :

- le corps d'hypothèses retenu par EDF pour la réalisation des études d'accidents ;
- les conditions de fonctionnement du domaine de dimensionnement ;
- les conditions de fonctionnement du domaine complémentaire ;
- l'évaluation par EDF des conséquences radiologiques des accidents ;

- les études de sûreté relatives à l'entreposage et à la manutention des assemblages de combustible.

Une synthèse de ces principales conclusions est rappelée ci-après.

Enfin, la mise à jour par EDF des études probabilistes de sûreté (EPS) de niveau 1 au titre du RP4 1300 a fait l'objet d'une expertise de la part de l'IRSN en 2024 [25], dont les principales conclusions sont également rappelées ci-après.

### 5.1.1. Corps d'hypothèses des études d'accidents

Le corps d'hypothèses des études d'accidents est en grande partie reconduit du précédent réexamen de sûreté, mais intègre des modifications issues de l'évolution de l'état de l'art et des connaissances, des conclusions d'expertises réalisées précédemment ou d'évolutions réglementaires récentes, ce qui est satisfaisant.

Par ailleurs, les règles d'études des conditions de fonctionnement ont été jugées acceptables, à l'exception de celles définissant les délais conventionnels à retenir pour les actions de l'opérateur dans les études de sûreté. En effet, dans le cadre de la réunion du GPR consacrée au retour d'expérience de l'exploitation des réacteurs électronucléaires sur la période 2018-2019, l'IRSN avait considéré que le délai de réalisation de certaines actions prescrites dans les procédures de conduite incidentelle et accidentelle était supérieur au délai conventionnel<sup>27</sup> retenu dans les études. À cet égard, EDF s'était engagé « *dans les futurs réexamens de sûreté [... à identifier et documenter] dans le cadre de la réalisation des études de sûreté du domaine de dimensionnement et du domaine complémentaire rénové la nécessité d'utiliser des délais adaptés et [à justifier] les délais retenus en fonction des scénarios étudiés et des règles d'études applicables* ». Pour répondre à cet engagement, EDF a réinterrogé les délais conventionnels au regard des procédures de conduite applicables, ce qui l'a conduit à définir un délai supérieur au délai conventionnel pour certaines études, nommé « délai adapté ». Les principes de la démarche proposée par EDF et sa première application ont été présentés dans le cadre du RP4 1300.

La méthodologie de détermination du délai adapté vise à estimer l'ordre de grandeur du délai nécessaire aux opérateurs pour effectuer l'action requise. Elle s'appuie sur une analyse de la conduite valorisée dans l'étude de sûreté et déclinée dans les procédures de conduite incidentelle et accidentelle. L'IRSN estime cette méthodologie acceptable, mais souligne que la marge aux critères de sûreté de l'étude concernée doit être robuste à l'incertitude associée au délai adapté ainsi évalué.

Les principes de la démarche de détermination du « délai adapté » diffèrent selon qu'elle s'applique au domaine de dimensionnement ou au domaine complémentaire. Concernant le domaine de dimensionnement, si la prise en compte du délai adapté conduit au non-respect des critères de sûreté, une modification est recherchée pour réduire le délai de réalisation de l'action ou pour augmenter le délai de grâce<sup>28</sup>, ce qui est satisfaisant.

Concernant le domaine complémentaire, EDF distingue les actions réalisées en salle de commande et celles réalisées en local. Pour ces dernières, EDF retient les délais adaptés dans l'étude de référence, ce qui est satisfaisant. En revanche, pour les actions réalisées en salle de commande, EDF conserve pour l'étude de référence le délai conventionnel, considérant que l'analyse de sensibilité à la prise en compte d'un délai adapté relève d'une étude de robustesse. Par ailleurs, pour évaluer si la prise en compte du délai adapté remet en cause les conclusions de l'étude de référence, EDF le compare au délai de grâce déterminé par les études en support aux EPS, ce qui selon l'IRSN n'est pas pertinent. En effet, les études en support aux EPS considèrent des hypothèses réalistes, alors que les études des conditions de fonctionnement complémentaires doivent présenter un niveau de couverture élevé. De plus, quand le délai adapté est supérieur au délai conventionnel, l'étude de référence retenant ce délai conventionnel ne permet pas d'évaluer correctement l'efficacité des dispositions complémentaires, et les marges présentées dans le rapport de sûreté sont en conséquence surestimées. À l'issue de l'expertise, EDF s'est engagé à apporter des compléments qui seront intégrés dans le rapport de sûreté, justifiant le respect des critères d'étude lorsque le délai adapté n'est pas du même ordre de grandeur que le délai

---

<sup>27</sup> Pour les actions en salle de commande, la première action opérateur est considérée à 20 minutes après la première alarme significative. Pour les actions en local, le délai conventionnel est de 25 minutes pour les actions à réaliser dans le bâtiment des locaux électriques ou à proximité immédiate et de 35 minutes pour les actions à réaliser dans les autres bâtiments.

<sup>28</sup> Le délai de grâce d'une action de l'opérateur correspond au délai maximal de réalisation de cette action permettant de respecter les critères d'acceptation de l'étude.

conventionnel. L'IRSN estime cet engagement positif sur le principe, sous réserve qu'une quantification de l'évolution des marges aux critères de sûreté soit présentée.

Concernant l'application de cette démarche aux études du RP4 1300, l'IRSN a identifié l'étude d'APRP sans ISMP<sup>29</sup> pour laquelle la prise en compte d'un délai adapté réduit notablement les marges (cf. *infra*).

D'une manière générale, dans le cadre des prochains réexamens ou de futurs réacteurs, afin de démontrer l'efficacité des dispositions complémentaires avec un haut niveau de couverture, conformément aux règles d'études, l'IRSN estime qu'EDF devrait réaliser les études des conditions de fonctionnement complémentaires en retenant le délai adapté pour les actions en salle de commande, à l'instar de la démarche retenue pour les actions en local, si le délai adapté est supérieur au délai opérateur conventionnel et considérer ces études en tant qu'études de référence au titre des conditions de fonctionnement complémentaire.

### 5.1.2. Études des conditions de fonctionnement de dimensionnement

L'ensemble des études des conditions de fonctionnement de dimensionnement a été mis à jour par EDF. À l'issue de son expertise [23], l'IRSN estime que les études d'EDF démontrent, moyennant certains compléments qu'EDF s'est engagé à fournir, le respect des critères de sûreté.

Notamment, concernant l'étude de l'APRP BI, l'IRSN estime que les conclusions présentées par EDF sont acceptables, compte tenu des marges évaluées par l'exploitant vis-à-vis des valeurs repères préconisées par l'IRSN pour la température de gaine et la déformation de la gaine du combustible et compte tenu des pénalisations introduites dans la méthode CathSBI (cf. § 3.1.5) pour couvrir les réserves de l'IRSN relatives à la validation de l'outil de calcul utilisé et à la modélisation des incertitudes.

De manière similaire, l'étude de la phase moyen terme de l'étude de rupture de tuyauterie vapeur initiée à puissance nulle est satisfaisante, compte tenu de la pénalisation retenue pour couvrir certains manques de validation.

EDF inclut de plus pour la première fois dans le domaine de dimensionnement l'étude de la dilution hétérogène inhérente à l'APRP BI, ce qui permet d'avoir la raisonnable assurance de l'absence de risque de perte d'intégrité des crayons de combustible dans une telle situation.

Enfin, EDF a évalué, en appliquant les règles des études des conditions de fonctionnement de dimensionnement, le comportement des réacteurs de 1300 MWe en considérant les scénarios accidentels retenus pour le réacteur EPR qui ne sont pas traités dans la démonstration de sûreté associée aux réacteurs de 1300 MWe. L'analyse d'EDF montre que, pour la plupart des événements concernés, plusieurs dispositions déployées en RP4 1300 permettent le respect des critères de sûreté avec les règles et méthodes du domaine de dimensionnement, ce qui répond à l'objectif général du RP4 1300 de se rapprocher du niveau de sûreté de l'EPR.

### 5.1.3. Études des conditions de fonctionnement complémentaires

Dans le cadre du RP4 1300, la liste des dispositions complémentaires et l'ensemble des études des conditions de fonctionnement complémentaires ont été mises à jour par EDF selon la nouvelle démarche du domaine complémentaire « rénové ».

Pour rappel, les dispositions complémentaires sont des dispositifs automatiques ou manuels (parades) intervenant dans la gestion de situations accidentelles non couvertes par le dimensionnement conventionnel de l'installation, et nécessaires à la vérification de son niveau de sûreté. Leur identification s'appuie principalement sur les enseignements tirés des études probabilistes de sûreté de niveau 1. Ces parades font l'objet d'études dédiées visant à montrer leur efficacité pour la gestion des situations accidentelles concernées. Elles font de plus l'objet de requis de disponibilité, adaptés à leur importance pour la prévention du risque de fusion du cœur.

Bien qu'une amélioration de l'EPS1 RP4 1300 ait été jugée souhaitable [25] par l'IRSN de manière à accroître sa représentativité vis-à-vis de l'état réel des installations et de leur exploitation (cf. § 5.1.4), l'IRSN considère que la liste des dispositions complémentaires du RP4 1300 est globalement satisfaisante.

---

<sup>29</sup> ISMP : Injection de sécurité moyenne pression.

EDF ne retient toutefois pas en tant que dispositions complémentaires certains équipements classés au titre du noyau dur<sup>30</sup>, ce qui est acceptable si les exigences associées sont compatibles avec celles qui auraient été définies au titre du domaine complémentaire.

S'agissant des études des conditions de fonctionnement complémentaires, l'IRSN estime que celles-ci sont satisfaisantes, à l'exception de celles pour lesquelles l'IRSN formule quelques réserves dans son avis en référence [23]. L'IRSN a notamment pointé les études suivantes :

- l'étude de l'APRP sans ISMP, pour laquelle l'application de la démarche « délai adapté » (cf. § 5.1.1) a montré que le délai nécessaire pour la mise en œuvre de la disposition complémentaire « refroidissement maximal » valorisée pour cette étude est de l'ordre de 30 minutes, ce qui est supérieur au délai conventionnel retenu pour les conditions de fonctionnement complémentaires, à savoir 20 minutes. Or sans action de l'opérateur, la brèche conduit à un découverture du cœur 33 minutes après son occurrence, puis à une montée en température des gaines de combustible très rapide. L'action de l'opérateur réalisée à 30 minutes permet de stopper cette montée en température, mais les critères de sûreté ne seraient plus respectés si cette action était entreprise quelques minutes plus tard. De plus, dans les calculs réalisés, les incertitudes des modèles physiques de l'outil de calculs utilisé ne sont pas prises en compte. Ainsi, l'IRSN estime que la démonstration de l'efficacité de la disposition complémentaire retenue n'est pas apportée par EDF. Ce point a fait l'objet d'une recommandation de la part de l'IRSN [23] afin qu'EDF recherche une modification matérielle ou de conduite permettant d'accroître les marges au regard de l'effet falaise, induit par un faible décalage de l'instant de réalisation du refroidissement maximal, sur la température des gaines de combustible ;
- l'étude de la perte totale de la source froide (situation H1). L'IRSN considère en effet que la recommandation faite dans son avis en référence [26] pour les réacteurs de 1300 MWe à l'état technique RP3, de démontrer la maîtrise de la réactivité avec la nouvelle stratégie de conduite prévue en situation de perte totale de la source froide, est également applicable au référentiel RP4 1300 ;
- l'étude de la perte totale des alimentations électriques (situation H3) cumulée à la perte du diesel d'ultime secours (DUS). En effet, EDF a indiqué qu'il envisageait la suppression de cette situation du domaine complémentaire après la mise à jour de son EPS1 RP4 1300, dans le cadre de la phase B du réexamen. Or l'IRSN n'est pour l'heure pas convaincu de la pertinence de cette proposition, les DUS des réacteurs du palier 1300 MWe ne présentant pas à date une fiabilité satisfaisante.

Les principales remarques formulées par l'IRSN [23] relatives aux études des conditions de fonctionnement complémentaires font également l'objet de commentaires de la part du GPR dans son avis en référence [24].

#### **5.1.4. Examen des études probabilistes de sûreté de niveau 1 relatives aux événements internes (EPS1 RP4 1300)**

Les EPS de niveau 1 relatives aux événements internes sont mises à jour par EDF lors des réexamens périodiques des installations pour évaluer le risque de fusion du cœur ou de découverture des assemblages de combustible dans la piscine, en tenant compte des modifications matérielles, des pratiques d'exploitation et d'éventuelles nouvelles connaissances. L'objectif associé à ce thème dans le cadre du RP4 1300 est de viser un risque de fusion du cœur de quelques  $10^{-6}$ /année.réacteur, étant entendu que ces EPS doivent être représentatives des réacteurs de 1300 MWe à l'état RP4.

De l'expertise menée par l'IRSN en 2024 [25], il ressort que les modifications prévues en RP4 1300, notamment les modifications dites « post Fukushima », apportent une réduction importante des risques. En tenant compte des engagements pris par EDF à l'issue son expertise, l'IRSN considère que les EPS1 RP4 1300 relatives au réacteur et à la piscine BK participent de manière satisfaisante à l'atteinte des objectifs du RP4 1300.

---

<sup>30</sup> Ensemble des dispositions matérielles et organisationnelles qui permet, en cas d'agression externe d'ampleur extrême affectant une installation nucléaire, de prévenir la perte totale des sources électriques (situation H3) et de refroidissement (situation H1) et, à défaut, d'éviter des rejets massifs de substances dangereuses.

Des améliorations ultérieures de ces EPS sont toutefois souhaitables de manière à accroître leur représentativité vis-à-vis de l'état réel des installations et de leur exploitation.

En outre, le risque de surpression à froid du circuit primaire et les événements initiateurs de perte, par défaillance de cause commune, des tableaux électriques LHA et LHB secourus de 6.6 kV (DCC-LH) n'ont pas été inclus dans ces EPS ; ces deux points sont abordés ci-après.

#### Risque de surpression à froid (SAF)

Le risque de surpression à froid du circuit primaire est un risque de pressurisation du circuit primaire au-delà de la pression autorisée par les règles générales d'exploitation lorsque la température de la cuve du réacteur est initialement ou devient, au cours du transitoire, inférieure à la température de transition ductile/fragile<sup>31</sup> de la cuve. Dans cette situation, l'acier de la cuve n'a plus un comportement ductile et présente alors un risque de rupture fragile en cas de pressurisation excessive.

En raison de l'absence de parade identifiée en cas de rupture de la cuve du réacteur pour éviter la fusion du cœur et des conséquences associées, les séquences fonctionnelles susceptibles de conduire à ce type de situation doivent être « pratiquement éliminées », c'est-à-dire rendues extrêmement improbables avec un haut degré de confiance.

La prévention de ce risque pour les réacteurs de 1300 MWe repose sur la mise en œuvre de procédures spécifiques de conduite par les opérateurs.

Pour certaines situations de brèches affectant le circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA), alors qu'il est connecté au circuit primaire, le risque de surpression à froid est particulièrement sensible au délai de réalisation des actions par les opérateurs, ce qui rend difficile la démonstration d'une élimination pratique.

Aussi, l'IRSN [35] et le GPR [24] ont recommandé qu'EDF propose des modifications visant à renforcer la protection des réacteurs de 1300 MWe contre les situations de surpression à froid dans les états du réacteur où le RRA est connecté.

#### Suppression de l'événement initiateur DCC-LH

L'événement initiateur DCC-LH a été historiquement introduit par EDF dans ses EPS à la suite d'un événement significatif pour la sûreté (ESS) survenu sur le réacteur n° 4 du CNPE de Cruas en 1990. Lors de cet événement, le vieillissement des rondelles d'amortissement d'un contacteur a entraîné la défaillance complète du tableau électrique secouru LHB. Ce vieillissement était également visible sur le tableau LHA, mais n'a pas conduit à sa défaillance simultanée. Cet événement constituait à cet égard une situation potentielle de DCC-LH.

Dans le cadre du RP4 1300, EDF a proposé d'exclure cet événement initiateur des EPS relatives aux événements internes et de la démonstration de sûreté, du fait de l'absence de cas avéré sur les réacteurs français ou au niveau international, et de l'amélioration des pratiques d'exploitation mises en œuvre sur ces tableaux électriques (maintenance, essais, surveillance du vieillissement...). En pratique, cela permet de ne plus étudier cet initiateur dans les conditions de fonctionnement complémentaires associées au RP4 1300.

À la suite de son expertise [15], l'IRSN convient que l'analyse du retour d'expérience et les dispositions en exploitation prévues par EDF (dès lors qu'elles sont bien appliquées) permettent de conclure au caractère peu vraisemblable de l'initiateur DCC-LH. Aussi, l'IRSN estime acceptable la proposition d'EDF de ne plus retenir les situations de DCC-LH dans les conditions de fonctionnement complémentaires associées au RP4 1300.

L'IRSN considère que les interventions de maintenance préventive sur les deux tableaux secourus LHA et LHB au cours du même arrêt de réacteur doivent être proscrites compte tenu de l'importance pour la sûreté de ces tableaux. Si une action de maintenance sur ces deux tableaux pendant le même arrêt ne peut toutefois être évitée, l'IRSN estime qu'EDF doit réaliser au préalable une analyse spécifique de la suffisance du contrôle de la fabrication des pièces de rechange, de la qualité de réalisation de la maintenance et de la requalification des tableaux. Ces dispositions d'exploitation sont bien prévues par EDF, mais les situations DCC-LH ne peuvent être

---

<sup>31</sup> On parle ici de la RTNDT : Reference Temperature for Nil Ductility Transition (température de référence de ductilité nulle). Cette grandeur est un indicateur de la transition ductile/fragile.

complètement exclues dès lors que des interventions simultanées sur les deux tableaux LHA et LHB restent possibles.

Aussi, eu égard aux conséquences induites sur la sûreté, une conduite de ces situations doit être prévue dans les procédures accidentelles à l'état RP4 1300, comme c'était le cas pour les états techniques précédents. Cette conduite est bien prévue par EDF, ce qui est satisfaisant.

Enfin, s'agissant des études probabilistes de sûreté, l'IRSN considère que la non-vraisemblance de l'initiateur DCC-LH n'est pas un argument suffisant pour l'exclure des EPS, d'autant que ses conséquences pour la sûreté sont importantes. C'est pourquoi l'IRSN a recommandé qu'EDF maintienne l'initiateur DCC-LH dans les EPS « événements internes » à l'état RP4 1300 [15].

### 5.1.5. Évaluation des conséquences radiologiques

L'IRSN estime acceptables les hypothèses retenues par EDF dans le cadre du RP4 1300 pour réaliser les évaluations des rejets radioactifs en situation incidentelle ou accidentelle. En particulier, il considère que l'hypothèse d'une simultanéité du pic d'iode et de la survenue de la brèche pour les accidents de rupture de tube de générateur de vapeur (RTGV) de 4<sup>ème</sup> catégorie permet de couvrir les incertitudes relatives au développement du pic d'iode dans cette situation.

Les résultats des évaluations mettent en exergue une diminution des rejets cumulés d'activités pour la plupart des accidents au passage du référentiel RP3 au référentiel RP4. L'IRSN estime notamment que l'abaissement, mis en œuvre par EDF pour l'ensemble des réacteurs du parc en exploitation, de la valeur maximale autorisée de l'activité en Eq. <sup>131</sup>I<sup>32</sup> de l'eau du circuit primaire en transitoire d'exploitation est une disposition pertinente qui a permis de réduire les activités rejetées calculées et les conséquences radiologiques associées pour les accidents sans rupture de gaine. Les rejets ont toutefois augmenté pour quelques accidents qui conduisent à des ruptures de la gaine du combustible (accidents d'éjection de grappe, de rotor bloqué d'une motopompe primaire, de manutention de combustible dans le bâtiment combustible), en raison de l'évolution de la gestion de combustible, qui intègre désormais du combustible MOX.

Globalement, l'IRSN considère que la mise à jour des évaluations des conséquences radiologiques pour les accidents de dimensionnement, du domaine complémentaire et des études justificatives particulières<sup>33</sup> permet de vérifier que l'objectif que s'est fixé EDF « *de viser des conséquences radiologiques inférieures au seuil de mise en œuvre de mesures de protection des populations (prise de comprimés d'iode, mise à l'abri, évacuation)* » est atteint.

### 5.1.6. Études relatives à la sûreté de l'entreposage et à la manutention de combustible

La manutention et l'entreposage du combustible irradié des réacteurs à eau pressurisée exploités par EDF s'effectuent sous eau dans des piscines prévues à cet effet dans le bâtiment du réacteur (piscine BR) et dans le bâtiment combustible (piscine BK).

Après le déchargement du cœur lors d'un arrêt de réacteur, les assemblages de combustible irradiés sont placés dans des râteliers situés dans la piscine BK. Les assemblages de combustible usé qui ne seront pas rechargés dans le cœur pour un nouveau cycle d'exploitation restent dans la piscine BK jusqu'à ce que leur puissance résiduelle permette leur évacuation définitive vers l'usine d'entreposage et de retraitement de La Hague.

Dans le cadre du RP4 1300, EDF a examiné les risques associés aux situations de perte de refroidissement et de vidange accidentelle des piscines BR et BK ainsi qu'aux opérations d'évacuation du combustible usé. L'objectif de ces études est de s'assurer de la possibilité de ramener et de maintenir l'installation dans un état sûr à la suite de ces situations et de vérifier le caractère extrêmement improbable d'une fusion de combustible.

L'expertise de l'IRSN a porté sur :

---

<sup>32</sup> L'Eq. <sup>131</sup>I est défini comme la somme des activités des différents isotopes de l'iode pondérées par leurs coefficients de dose. L'Eq. <sup>131</sup>I permet d'évaluer la concentration en <sup>131</sup>I qui produirait la même dose que le mélange des isotopes de l'iode indiqué.

<sup>33</sup> Les études justificatives particulières permettent d'évaluer la robustesse de l'installation pour des phénomènes physiques ou des situations accidentelles non pris en compte à la conception. Le référentiel RP4 1300 ne compte que quatre études justificatives particulières.

- les études de perte de refroidissement et de vidange de la piscine BK ;
- les études spécifiques au domaine d'exploitation d'arrêt pour rechargement (APR) ;
- la possibilité de reprise d'un refroidissement sans ébullition de la piscine BK ;
- les risques associés à l'évacuation du combustible usé.

Les principales conclusions de l'expertise de l'IRSN, présentées dans l'avis en référence [23], sont les suivantes.

S'agissant des études de perte de refroidissement et de vidange de la piscine BK, EDF doit porter une attention toute particulière aux actions d'exploitation et de surveillance permettant d'assurer la fonctionnalité du casse-siphon implanté sur la ligne de refoulement du circuit de refroidissement de la piscine BK. De plus, la possibilité de diversifier les dispositions permettant d'arrêter une vidange amorcée par la ligne de refoulement du circuit de refroidissement de la piscine BK doit continuer à être examinée.

Pour ce qui concerne l'étude des situations accidentelles de vidange spécifiques au domaine d'exploitation APR, EDF a effectué un travail conséquent d'identification à la fois des différents scénarios incidentels et accidentels susceptibles de survenir en APR, et des dispositions de conduite à mettre en œuvre pour éviter le découvrage des assemblages de combustible pour l'ensemble des situations d'exploitation. L'IRSN souligne l'importance et la qualité des travaux réalisés par EDF sur cette thématique, ce dernier s'étant en outre, à l'issue de l'expertise, engagé à renforcer le suivi en exploitation des commandes manuelles de la machine de chargement, à faciliter la repose d'un assemblage dans la cuve ainsi qu'à fiabiliser le diagnostic d'une vidange et le suivi de l'inventaire en eau au cours de l'accident.

Par ailleurs, l'état sûr visé pour les scénarios induisant une perte de refroidissement de la piscine BK est un refroidissement assuré par un circuit fermé sans ébullition de la piscine. Sur ce point, EDF a montré que cet état peut être atteint et maintenu pour la quasi-totalité de ces scénarios. Pour les quelques cas où cet état ne peut pas être atteint (l'évacuation de la puissance est alors assurée par l'ébullition de l'eau de la piscine et un appoint d'eau), EDF a prévu de renforcer la prévention des événements qui pourraient en être à l'origine, ce qui est acceptable.

Pour ce qui concerne les risques associés à l'évacuation du combustible usé, les réacteurs de 1300 MWe du train P4 se distinguent de ceux du train P'4 par le fait que l'emballage de transport est manutentionné en hauteur pour pouvoir être placé dans la fosse de chargement de la piscine BK. Pour les réacteurs du train P'4, l'emballage est accosté sous cette fosse sans levage. Pour les réacteurs du train P4, l'IRSN considère qu'EDF a justifié la résistance des structures de génie civil ainsi que l'absence de risque de criticité en cas de chute de l'emballage dans le bâtiment BK, ce qui est satisfaisant. Par ailleurs, EDF s'est engagé, et ce pour l'ensemble des réacteurs de 1300 MWe, à vérifier que les dispositions mises en place pour prévenir l'occurrence et limiter les conséquences d'une immobilisation prolongée d'un emballage chargé de combustible usé avant sa mise en configuration de transport, sont suffisantes. Ainsi, l'examen de ce sujet doit se poursuivre.

### **5.1.7. Conclusions relatives aux études d'accidents sans fusion du combustible**

En conclusion de son expertise, l'IRSN tient à souligner le travail conséquent réalisé par EDF dans le cadre du RP4 1300. En effet, EDF a repris l'intégralité de la démonstration de sûreté déterministe des réacteurs de 1300 MWe en tenant compte de l'introduction de nouveaux combustibles URE et MOX, du retour d'expérience du parc électronucléaire français et international, de l'évolution des connaissances ainsi que des objectifs de sûreté applicables aux nouveaux réacteurs, ce qui, nonobstant les réserves émises ci-dessus concernant certaines études, constitue une démarche adaptée au cadre d'un réexamen périodique associé à la prolongation de la durée de fonctionnement de réacteurs. Par ailleurs, de nombreuses modifications matérielles et intellectuelles sont prévues d'être implémentées, ce qui permettra d'améliorer la sûreté des réacteurs de 1300 MWe.

À l'issue de l'expertise réalisée, l'IRSN estime que les études des conditions de fonctionnement de dimensionnement et complémentaires nécessitent certains compléments. D'une manière générale, EDF a pris l'engagement d'apporter ces compléments. Ils portent notamment sur la mise en œuvre de la démarche de détermination du « délai adapté » pour réaliser les actions de conduite valorisées dans les études de sûreté.

Toutefois, l'IRSN estime nécessaire de rechercher une modification matérielle ou intellectuelle pour améliorer la gestion de la condition de fonctionnement complémentaire « APRP sans ISMP », ce qui a fait l'objet d'une recommandation.

Pour ce qui concerne l'analyse des études relatives à la sûreté de l'entreposage et de la manutention du combustible, l'IRSN souligne l'ampleur du travail réalisé par EDF et rappelle que, sur certains aspects, des échanges sont encore nécessaires.

## 5.2. EXPERTISE DES ÉTUDES GÉNÉRIQUES RELATIVES AUX AGRESSIONS INTERNES ET EXTERNES

**Objectif RP4 1300 associé à ce thème : Vérifier la capacité des installations à faire face à des niveaux d'agressions réévalués à l'occasion du réexamen, vérifier la prise en compte des préconisations internationales (WENRA) et tirer les enseignements des études probabilistes de sûreté (EPS) relatives aux agressions.**

Dans le cadre de la préparation de la réunion du GPR des 3 et 4 juillet 2024, l'IRSN a expertisé [17] :

- la démarche générale mise en œuvre par EDF pour la maîtrise des agressions ;
- l'étude des agressions externes suivantes : inondation, grands chauds, risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication ;
- l'étude des agressions internes suivantes : incendie, explosion, collisions et chutes de charge, inondation et défaillance de tuyauterie ;
- les enseignements tirés des EPS relatives aux agressions : incendie interne, explosion interne, inondation interne et grands chauds.

Les conclusions de ces expertises sont présentées ci-après.

### 5.2.1. Démarche générale mise en œuvre par EDF

S'agissant de la démarche générale mise en œuvre par EDF, l'expertise de l'IRSN s'est attachée en particulier à examiner :

- les niveaux d'aléas naturels proposés par EDF vis-à-vis de la cible préconisée par le « niveau de référence » dit « T4<sup>34</sup> » publié par l'association WENRA pour la réalisation d'études de sensibilité ;
- la démarche de veille climatique mise en place par EDF ;
- la démonstration de sûreté relative à l'étude des agressions retenues dans les référentiels de sûreté en vigueur dans le cadre du RP4 1300, les aspects relatifs aux dispositions de protection, ainsi que la capacité des installations à faire face aux cumuls plausibles de certaines agressions.

Pour l'essentiel, les objectifs de sûreté retenus par EDF pour l'étude des agressions externes et internes du RP4 1300 intègrent bien le retour d'expérience acquis depuis le RP3 1300, les conclusions des expertises antérieures sur les thématiques agressions, ainsi que les préconisations émises par l'association WENRA les plus récentes, ce qui est satisfaisant. Néanmoins, l'IRSN estime qu'EDF doit réévaluer la majoration retenue pour caractériser la température extrême de l'air pour viser la probabilité cible de  $10^{-4}$ /an préconisée par l'association WENRA en couvrant les incertitudes associées aux modèles statistiques et aux projections des modèles climatiques. De plus, il convient de noter qu'un groupe de travail, mis en place par l'ASN, a émis en 2023 des préconisations visant à définir des niveaux de vent et de neige cohérents avec la cible probabiliste de  $10^{-4}$ /an. L'IRSN considère que l'état des connaissances et des bonnes pratiques établi au sein du groupe de travail doit être considéré pour définir ou conforter les niveaux d'aléas de neige et de vent correspondant à la cible WENRA pour le RP4 1300.

La démarche de veille climatique mise en œuvre par EDF a pour but d'identifier le besoin de faire évoluer ou non les niveaux d'aléas fixés dans les référentiels, et de s'assurer que les niveaux (ou l'évolution de ces niveaux) couvriront bien l'impact de l'évolution climatique sur les dix prochaines années, c'est-à-dire jusqu'au réexamen

---

<sup>34</sup> La cible probabiliste vise à couvrir des aléas dont la fréquence de dépassement est inférieure à  $10^{-4}$ /an.

périodique suivant. Elle est composée d'un volet « veille scientifique » avec des exercices quinquennaux et d'un volet « événement climatique majeur (ECM)<sup>35</sup> ». De manière générale, l'IRSN estime qu'EDF doit capitaliser et analyser, dans ses exercices quinquennaux, le retour d'expérience pour l'ensemble des aléas climatiques. À ce sujet, l'IRSN estime que cette veille climatique quinquennale doit être complétée :

- par une réévaluation systématique des niveaux de référence pour l'ensemble des aléas identifiés sensibles au changement climatique et pour lesquels l'évolution peut être projetée ;
- par l'analyse du suivi des ECM pour les aléas sensibles au changement climatique, en tenant compte d'un suivi régional des pluies ;
- de façon générale, par une analyse des bilans annuels menés par EDF des données hydrométéorologiques observées sur les sites et aux stations de mesure retenues pour la définition des niveaux d'aléas, qu'ils soient identifiés comme sensibles ou non au changement climatique ;
- par une présentation détaillée des actions mises en œuvre lorsque des records ou les niveaux d'aléas notamment issus de la veille quinquennale dépassent les valeurs du référentiel applicable.

S'agissant de la démarche générale mise en œuvre par EDF pour ce qui concerne la réévaluation de sûreté liée aux agressions, l'IRSN souligne l'ampleur du travail et des études menées par EDF dans le cadre de la déclinaison des référentiels de sûreté associés à chaque agression. Toutefois, EDF n'a pas transmis, à l'issue de ses études, la liste définitive des dispositions qu'il estime nécessaire de mettre en œuvre pour garantir l'atteinte des objectifs de sûreté relatifs aux agressions. Par conséquent, l'IRSN n'a pas été en mesure d'évaluer le caractère suffisant des modifications qui seront déployées pour répondre à ces objectifs, et la démonstration de sûreté relative à l'étude des agressions est ainsi pour l'heure incomplète. Cette démonstration devra être apportée par EDF dans des échéances compatibles avec le RP4 1300.

### 5.2.2. Études des agressions externes

L'examen par l'IRSN des études d'agressions externes menées par EDF au titre du RP4 1300 a porté sur :

- le risque d'inondation externe ;
- les risques associés aux grands chauds ;
- les risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication.

#### Inondation externe

Pour réaliser les études d'inondation externe, EDF a appliqué les préconisations du guide ASN n° 13 publié en 2013, relatif à la protection des installations nucléaires contre les inondations externes. Ce guide définit notamment les situations de référence pour le risque d'inondation (SRI) à retenir pour le dimensionnement des protections.

À l'occasion de l'expertise menée dans le cadre du GP agressions des 3 et 4 juillet 2024, l'IRSN a examiné les méthodes proposées par EDF pour la caractérisation des SRI Clapot (CLA), Niveau marin (NMA) et Vagues (VAG) qui n'avaient pas fait l'objet d'expertises anticipées (cf. § 3.2.5). Cette expertise a conduit EDF à prendre des engagements en vue de la mise à jour des futures SRI correspondantes. *In fine*, EDF a pris dans le cadre du RP4 1300, pour l'ensemble des SRI, des engagements que l'IRSN considère satisfaisants.

S'agissant des dispositions de protection retenues pour faire face aux risques d'inondation externe, EDF a présenté uniquement les dispositions envisagées pour les sites de Paluel et de Cattenom (situés respectivement en bord de mer et en bord de rivière). L'IRSN estime que les dispositions de protection prévues pour ces deux sites permettent d'atteindre un niveau de protection satisfaisant. Les dispositions envisagées pour les autres sites pourront le cas échéant faire l'objet de dimensionnement spécifique local et seront présentées ultérieurement par EDF.

---

<sup>35</sup> Selon EDF, la caractérisation et la surveillance des ECM doit permettre de détecter une évolution qui rendrait nécessaire une analyse anticipée de l'aléa, sans attendre le réexamen périodique suivant.

### Grands chauds

À la suite des vagues de chaleur de 2002, 2003 et 2006, EDF a établi un référentiel « grands chauds » qui précise la démarche et les hypothèses à retenir pour s'assurer du caractère suffisant des dispositions de protection des installations existantes vis-à-vis des périodes de températures élevées de l'air et de l'eau de la source froide, en tenant compte de l'impact à venir du changement climatique (cf. § 3.2.4). Dans ce cadre, EDF réalise des études thermiques de « redimensionnement » et d'agression canicule<sup>36</sup> dont l'objectif est de s'assurer que les températures atteintes dans les locaux ne dépassent pas la température maximale admissible des matériels importants pour la sûreté qui s'y trouvent. Si tel n'est pas le cas, EDF examine la possibilité de dédouaner<sup>37</sup> les matériels concernés et, si un dédouanement n'est pas possible, il propose alors la mise en œuvre d'une modification. En outre, dans le cadre du RP4 900, EDF s'est engagé, pour les locaux à fort enjeu de sûreté, à respecter une marge d'au moins 2 °C entre les températures maximales calculées dans ces locaux et les températures maximales admissibles des matériels qu'ils abritent<sup>38</sup>. Si cette marge n'est pas obtenue, EDF doit mettre en œuvre une modification pour la retrouver.

À l'issue de son expertise, l'IRSN considère que les compléments apportés par EDF au cours des échanges techniques permettent de dédouaner un grand nombre de matériels présentant des dépassements de leur température maximale admissible. Pour les matériels qui n'ont pas pu être dédouanés ou pour ceux qui sont situés dans des locaux à fort enjeu de sûreté pour lesquels la marge par rapport à la température maximale admissible des matériels est inférieure à 2 °C, EDF prévoit de mettre en œuvre des modifications, ce qui est satisfaisant.

Par ailleurs, EDF s'est engagé à compléter la justification de la suffisance de la marge de 2 °C pour le hall des bâtiments diesels sur le site de Penly, en exploitant notamment des résultats d'essais sur site, ce qui est satisfaisant dans le principe.

Pour ce qui concerne certaines situations particulières du domaine complémentaire, EDF a défini une température de l'air extérieur à retenir dans les études thermiques plus faible que celles considérées dans le référentiel grands chauds, et n'a en outre pas réalisé ces études. Néanmoins, dans le cadre du RP5 900, EDF s'est engagé à définir, pour 2026, un référentiel de sûreté présentant un jeu complet d'hypothèses (incluant les niveaux d'aléas), pour apprécier la robustesse des installations en cas de survenue d'une situation du domaine complémentaire en période estivale. Pour l'IRSN, cet engagement est applicable au palier 1300 MWe.

Dans l'attente de ce référentiel, l'IRSN a estimé nécessaire qu'EDF évalue dans le cadre du RP4 1300 la capacité des installations à faire face, en période de « grands chauds », à des situations de perte totale de la source froide (H1) et de perte totale des alimentations électriques (H3). Sur ce point, EDF s'est engagé à transmettre des éléments permettant de justifier le caractère enveloppe, vis-à-vis des matériels nécessaires en situations H1 et H3, des résultats des études thermiques déjà réalisées pour les scénarios de redimensionnement, ce qui est satisfaisant dans le principe.

### Risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication

La majorité des notes méthodologiques d'EDF relatives aux évaluations des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication ont été examinées par l'IRSN de manière anticipée (cf. § 3.2.3). Cette expertise a conduit EDF à transmettre à l'ASN plusieurs études complémentaires qui ont fait l'objet d'un examen de la part de l'IRSN. Pour l'essentiel, les éléments techniques complémentaires apportés par EDF sont globalement satisfaisants. Toutefois, concernant l'étude des risques liés à un nuage dérivant de matières dangereuses formé à la suite d'un accident sur une voie de communication, l'IRSN considère que l'utilisation de faibles valeurs de probabilité d'inflammation retardée génériques n'est pas suffisamment étayée. Des justifications

---

<sup>36</sup> Les températures de l'air extérieur et de la source froide retenues, les scénarios accidentels, ainsi que les règles d'études à retenir pour la réalisation des études thermiques, diffèrent entre les situations de « redimensionnement » et d'agression canicule.

<sup>37</sup> Lorsque la température calculée dans le local dépasse la température maximale admissible d'un matériel important pour la sûreté qu'il abrite, EDF réalise une analyse de dédouanement. Dans ce cadre, EDF cherche soit à démontrer que la température maximale admissible du matériel peut être dépassée sans préjudice sur sa disponibilité, soit à justifier que, au moment de la survenue du dépassement, le matériel n'est plus requis dans la situation du référentiel « grands chauds » qui le valorise.

<sup>38</sup> Pour tenir compte des incertitudes associées à la modélisation ainsi que des risques d'hétérogénéités de température dans certains locaux.

complémentaires pourraient donc être apportées par EDF dans le cadre des études propres à chaque site à l'occasion des rapports de conclusion des réexamens.

### 5.2.3. Études des agressions internes

L'examen par l'IRSN des études d'agressions internes menées par EDF au titre du RP4 1300 a porté sur les risques liés :

- à l'incendie d'origine interne ;
- à l'explosion d'origine interne ;
- aux collisions et chutes de charges ;
- à l'inondation interne et aux défaillances de tuyauteries.

#### Risques liés à l'incendie d'origine interne

Bien que plusieurs améliorations aient été apportées à la démarche d'étude des effets des incendies d'origine interne par rapport à celle mise en œuvre dans le cadre du RP3 1300 et plus récemment dans le cadre du RP4 900 (étude des effets de pression, des effets des fumées sur les matériels électriques...), ainsi qu'à la démarche de justification du degré de résistance au feu de la sectorisation incendie, l'IRSN estime que la justification du caractère conservatif de certaines hypothèses retenues par EDF, notamment pour la modélisation des foyers d'incendie et de la propagation d'un incendie entre armoires électriques, reste à compléter. Ce point a également été relevé par les membres du GPR [18]. En effet, l'IRSN rappelle que les hypothèses et règles d'étude de la démonstration de sûreté doivent permettre de couvrir la grande diversité des incendies potentiels dans les installations. Elles doivent également être adaptées aux incertitudes et aux limites des connaissances des phénomènes mis en jeu. L'IRSN estime que ceci devrait être davantage pris en considération par EDF dans ses approches méthodologiques intégrant des modélisations d'incendies.

#### Risques liés à l'explosion d'origine interne

EDF prévoit dans le cadre du RP4 1300 plusieurs modifications visant à améliorer la maîtrise des risques de fuites de gaz sur les tuyauteries hydrogénées et la maîtrise du risque d'accumulation d'hydrogène dans les locaux batteries du bâtiment électrique, ce qui est satisfaisant sur le principe.

Cependant, de nombreux compléments d'études doivent encore être transmis par EDF dans le courant de l'année 2025. Ainsi, à date, il n'est pas possible de statuer sur le caractère suffisant de la maîtrise du risque d'explosion d'origine interne pour les réacteurs de 1300 MWe. Ce point a également été relevé par les membres du GPR [18] qui ont de plus, sur la base des conclusions de l'IRSN, attiré l'attention d'EDF sur la nécessité d'apporter des justifications spécifiques pour les situations d'exclusion de fuites d'hydrogène retenues pour certaines singularités de tuyauterie.

#### Risques liés aux collisions et chutes de charges

L'IRSN considère que la démarche d'évaluation des risques induits par les collisions et chutes de charge retenue par EDF est acceptable. Par ailleurs, EDF a étudié les conséquences de chutes de charge lourde sur le génie civil du BR et justifié que les chutes étudiées n'auraient pas de conséquence sur la sûreté de l'installation. Les éléments techniques présentés par EDF à ce sujet n'appellent pas de commentaire.

#### Risques liés à l'inondation interne et aux défaillances de tuyauteries

Pour évaluer les risques liés à l'inondation interne et aux RTHE, EDF postule la défaillance d'au moins une tuyauterie dans chaque local ou groupe de locaux en communication directe, appartenant à des bâtiments contenant des matériels importants pour la sûreté ou du fluide contaminé. Ces défaillances entraînent des inondations et, pour le cas spécifique des tuyauteries haute énergie, des effets de fouettement de tuyauterie et de jet sur les équipements situés dans le local. La réalisation des études se déroule de manière itérative en trois niveaux d'analyse successifs déclinés en tant que de besoin par EDF. Dans son premier niveau d'analyse, EDF considère que, dans le local où est postulée la défaillance de la tuyauterie, l'ensemble des matériels non

protégés contre les effets de l'agression sont perdus. Si cette agression entraîne des conséquences trop importantes pour la sûreté, EDF réalise des analyses plus fines, de deuxième puis de troisième niveau<sup>39</sup>.

Alors que la méthodologie d'étude des risques liés à l'inondation interne et aux défaillances de tuyauterie a fait l'objet d'une expertise anticipée en 2022 (cf. § 3.2.1), EDF a, dans ses études, fait notablement évoluer ses hypothèses concernant notamment les effets de fouettement des THE. Or EDF a indiqué que le caractère pénalisant de ces hypothèses le conduisait à conclure, pour un nombre important d'études, au non-respect des objectifs de sûreté assignés aux RTHE, et donc à la nécessité de mettre en place des modifications. Toutefois, certaines d'entre elles ne seraient pas techniquement faisables en raison pour l'essentiel, selon EDF, « *d'un manque de place* ». Cette situation a conduit EDF à proposer à l'ASN, pour le RP4 1300, un plan d'action spécifique aux risques liés à l'inondation interne et aux RTHE.

Ce plan d'action prévoit, lorsque les modifications sont réalisables, de les mettre en œuvre et, dans le cas contraire, de reprendre les études des agressions en adaptant les hypothèses. Des points d'échanges réguliers sur l'avancement de ce plan d'action doivent être programmés. Dans l'attente des conclusions du plan d'action d'EDF et de la stabilisation du référentiel d'étude, l'IRSN souligne l'importance de la surveillance des installations en exploitation afin de prévenir le risque de défaillance de tuyauterie.

Par ailleurs, pour la réalisation des études effectuées dans les bâtiments de l'îlot nucléaire, EDF s'est basé sur un jeu de données et d'hypothèses représentatif des caractéristiques des locaux de chacun des deux trains de réacteurs qui composent le palier de 1300 MWe<sup>40</sup>. Ainsi, EDF considère que les caractéristiques (configuration d'installation, encombrement des locaux, implantation des matériels...) des locaux du réacteur n° 1 du CNPE de Paluel valent pour tous les locaux idoines du train P4, et procède de la même façon avec les locaux du réacteur n° 1 du CNPE de Cattenom pour tous les réacteurs du train P'4.

Cette approche, qui peut apparaître en théorie acceptable compte tenu de l'effet de standardisation de la conception des réacteurs, a été remise en cause par l'IRSN à la suite de visites de terrain ayant mis en évidence des différences notables entre les hypothèses retenues, issues du réacteur de référence, et la réalité de certains locaux appartenant à des sites du même train. Ce point, qui a fait l'objet d'une recommandation de la part de l'IRSN [17], a également fait l'objet d'un commentaire spécifique de la part du GPR dans son avis en référence [18].

Enfin, pour ce qui concerne le risque de propagation d'une inondation au sein du bâtiment électrique en cas de rupture de tuyauterie d'eau alimentaire des générateurs de vapeur en toiture de ce bâtiment, EDF s'est engagé à réaliser une nouvelle étude, l'étude initiale transmise en RP4 1300 n'étant pas suffisamment conservatrice et ne tenant pas compte de la configuration réelle de l'installation.

#### **5.2.4. Enseignements tirés des EPS agressions**

L'IRSN souligne l'étendue du champ couvert par les études probabilistes de sûreté agressions développées par EDF dans le cadre du RP4 1300, avec notamment la réalisation de premières études pour les situations de canicule. Ces EPS ont notamment permis de mettre en évidence le bénéfice pour la sûreté apporté par plusieurs dispositions matérielles et procédurales qui seront déployées à l'occasion du RP4 1300 [17].

#### **5.2.5. Conclusion relative à la réévaluation générique des agressions**

L'IRSN souligne l'ampleur des études d'agressions déterministes menées par EDF dans le cadre du RP4 1300, ainsi que l'étendue du champ couvert par les EPS agressions développées par EDF, avec notamment la réalisation de premières études pour les situations de canicule.

---

<sup>39</sup> Dans les analyses de deuxième niveau, EDF postule que les tuyauteries agressées sont celles dont le diamètre ou l'épaisseur est inférieur respectivement au diamètre ou à l'épaisseur de la THE agresseur. Dans les analyses de troisième niveau, EDF prend en considération la configuration du local et la localisation de la rupture.

<sup>40</sup> Le palier de 1300 MWe est composé de deux trains de réacteurs : le train P4 et le train P'4. Concrètement cela se traduit par des aménagements ou des tailles de locaux sensiblement différents. Le train P4 est composé des réacteurs des sites de Paluel, Saint-Alban et Flamanville ; le train P'4 est composé des réacteurs des sites de Cattenom, Nogent, Belleville, Penly et Golfech.

L'IRSN considère que, pour les agressions « risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication », « collisions et chutes de charge » et « inondation externe », les études présentées par EDF sont satisfaisantes compte tenu des éléments qu'il s'est engagé à apporter. En revanche, pour les autres agressions, des compléments substantiels restent attendus pour démontrer l'atteinte des objectifs de sûreté relatifs à ces agressions. Ils devront permettre d'identifier l'ensemble des dispositions de protection nécessaires et de justifier leur caractère suffisant. EDF a pris des engagements en ce sens, ce qui est satisfaisant.

Enfin, pour l'agression inondation interne, l'IRSN estime que, au-delà de ces compléments, des vérifications sur site sont également nécessaires pour garantir la conformité des études à l'état réel des installations.

### 5.3. EXPERTISE DES ÉTUDES RELATIVES À LA MAÎTRISE DES ACCIDENTS AVEC FUSION DU COMBUSTIBLE

**Objectifs RP4 1300 associés à ce thème : En cas d'accident avec fusion du cœur, rendre le risque de rejets précoces et importants extrêmement improbable et, en cas de rejets, limiter le risque d'effets durables dans l'environnement, au regard de l'objectif fixé pour les nouveaux réacteurs de conséquences limitées dans l'espace et dans le temps.**

Ces objectifs de sûreté ont été rappelés dans le référentiel « Accidents graves » d'EDF applicable au RP4 1300 qui a fait l'objet d'une expertise anticipée de l'IRSN [36]. Ce référentiel décrit également les exigences de sûreté associées aux équipements importants pour la protection des intérêts qui permettent de répondre à ces objectifs. EDF opère notamment (ce qui est nouveau) une répartition au sein des équipements considérés comme nécessaires en AG selon leur rôle dans la démonstration de sûreté : les équipements utilisés en première ligne de défense requis dans la démonstration de sûreté et faisant partie du « noyau dur », et les équipements pouvant être utilisés en deuxième ligne de défense, qui ne sont pas strictement requis au titre de la démonstration de sûreté mais qui permettent une réduction significative du risque. L'ensemble de ces équipements sont considérés comme « nécessaires » et font l'objet d'une démonstration de leur tenue aux conditions d'AG, ce que l'IRSN estime satisfaisant.

En pratique, la déclinaison des objectifs du RP4 1300 associés à la maîtrise des accidents avec fusion du combustible<sup>41</sup> mentionnés ci-dessus se traduit par la mise en œuvre de dispositions visant à limiter, d'une part le risque de percement du radier<sup>42</sup> du bâtiment du réacteur (BR), d'autre part les situations nécessitant un éventage de l'enceinte de confinement.

Ainsi, l'expertise de IRSN [27], réalisée dans le cadre de la préparation de la réunion du GPR du 14 et 15 novembre 2024, a porté sur :

- l'application par EDF de la démarche de défense en profondeur pour la conception des dispositions de limitation des conséquences d'un accident grave ;
- le caractère acceptable des dispositions de limitation du risque de percement ou de fuite par le radier ;
- le caractère suffisant des dispositions d'évacuation de la puissance résiduelle sans et avec éventage de l'enceinte de confinement ;
- le risque hydrogène vis-à-vis notamment de la tenue des équipements nécessaires en AG ;
- les dispositions relatives à la gestion des accidents graves prévues en RP4 1300 ;
- l'évaluation des conséquences radiologiques d'un accident grave et les options étudiées par EDF concernant l'amélioration de l'efficacité du dispositif d'éventage et de filtration de l'enceinte U5 ;
- la gestion des eaux contaminées après un accident grave.

Une synthèse des principales conclusions de ces expertises est rappelée ci-après.

En outre, l'IRSN a effectué une expertise des EPS de niveau 2 réalisées par EDF au titre du RP4 1300, dont l'objectif est d'évaluer la nature et le risque de rejets radioactifs issu des séquences accidentelles de fusion du

---

<sup>41</sup> Cette typologie d'accident est également appelée « accident grave ».

<sup>42</sup> Dalle de fondation en béton armé de forte épaisseur servant d'assise stable sous le bâtiment du réacteur.

cœur mises en évidence par les EPS de niveau 1. Les principales conclusions de cette expertise sont également rappelées ci-après.

### 5.3.1. Limitation du risque de percement du radier

Dans le cadre du RP4 1300, comme pour les réacteurs de 900 MWe à l'état RP4, la stratégie retenue par EDF, en cas d'accident grave avec rupture de la cuve du réacteur, pour réduire le risque de percement du radier en béton du bâtiment du réacteur (BR) par interaction avec le corium (interaction corium-béton ou ICB), vise à stabiliser le corium hors cuve.

La première étape de cette stratégie consiste en une phase d'étalement à sec du corium sur le radier du puits de cuve puis, après ablation d'un « bouchon fusible », sur le radier du local RIC et éventuellement d'une zone adjacente complémentaire. Cette phase d'étalement à sec est suivie d'un renoyage gravitaire du corium par de l'eau provenant des puisards de l'enceinte, déclenché par la fusion de câbles entraînant l'ouverture de trappes de renoyage. Cette eau est ensuite refroidie par l'intermédiaire d'un nouveau système, l'EAS-ND, déployé dans le cadre du RP4 1300.

Pour concevoir les modifications associées à cette stratégie et justifier leur suffisance, EDF s'est fixé comme objectif de préserver le radier structurel<sup>43</sup> de l'enceinte, en limitant l'érosion du béton à l'épaisseur du radier des structures internes.

De manière générale, l'IRSN considère que, dans leur principe, les modifications proposées par EDF, permettant l'étalement à sec du corium puis sa stabilisation sous eau, apporteront un gain de sûreté important par rapport à l'état actuel des réacteurs.

Toutefois, au terme de son analyse, l'IRSN a mis en évidence plusieurs insuffisances des dispositions envisagées. En effet, les dispositifs d'étalement et de renoyage du corium (incluant la zone d'étalement et le positionnement des câbles fusibles) doivent être conçus pour assurer l'étalement complet du corium dans les différents locaux avant son renoyage, ce qui n'est pas garanti dans la configuration proposée. Par ailleurs, les dispositions prévues par EDF pour délimiter la zone d'étalement du corium ne permettent pas de garantir le maintien du corium dans cette zone, avec par conséquent un risque d'étalement du corium non maîtrisé et un risque de renoyage précoce du corium préjudiciable à son bon étalement. L'IRSN constate en outre que la hauteur des murs délimitant la zone d'étalement complémentaire ne permet pas d'assurer que celle-ci resterait exempte d'eau avant l'occurrence de l'AG. En outre, l'IRSN estime que les valeurs d'érosion maximale présentées par EDF sont sous-estimées et entachées d'incertitudes liées à la phénoménologie des AG.

En conclusion, si les modifications proposées par EDF sont des dispositions favorables pour limiter l'érosion du radier, l'IRSN estime que, pour l'ensemble des sites, EDF doit améliorer les dispositions qu'il a proposées afin de respecter l'objectif qu'il s'est fixé de limiter l'érosion du béton à celle du radier des structures internes, en tenant compte au mieux de la réalité des installations. Ce point a fait l'objet d'une recommandation de l'IRSN [27].

Il est à noter que les discussions se poursuivent actuellement sur ce sujet.

### 5.3.2. Évacuation de la puissance résiduelle de l'enceinte

Pour faire face au risque lié à la pressurisation de l'enceinte, un dispositif d'éventage et de filtration (dispositif U5) est installé sur les réacteurs du parc en exploitation (hors EPR). Ce dispositif permet de limiter la pression dans l'enceinte de confinement tout en filtrant une partie des radionucléides avant le rejet à l'environnement. L'ouverture de ce dispositif, qui est décidée sur l'atteinte d'un critère de pression dans l'enceinte, est proscrite dans les 24 premières heures qui suivent l'entrée en accident grave. Ce délai vise, d'une part à n'ouvrir le dispositif que lorsque les concentrations de substances radioactives en suspension dans l'enceinte de confinement ont décliné, d'autre part à laisser le temps de mettre en œuvre des mesures de protection des populations (évacuation préventive, mise à l'abri).

---

<sup>43</sup> La partie basse des enceintes est composée de deux radiers de compositions identiques : le radier des structures internes et le radier structurel de l'enceinte. Le premier assure la répartition des descentes de charges des structures internes de l'enceinte, tandis que le second, situé sous le premier, assure la tenue structurelle de l'enceinte.

Dans le cadre du RP4 1300, EDF a prévu d'installer la disposition EAS-ND qui permettra notamment d'évacuer la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement en cas d'accident grave sans avoir à recourir au dispositif U5, ce qui permet une baisse notable des rejets dans l'environnement.

L'IRSN considère que les éléments qui ont été apportés par EDF, en termes de dimensionnement, de critères fonctionnels et de stratégie de conduite, sont suffisants pour démontrer l'efficacité de la disposition EAS-ND. En conclusion, la disposition EAS-ND prévue par EDF permet de répondre à l'objectif de limiter les situations nécessitant un éventage de l'enceinte de confinement et apporte un gain notable pour la sûreté par rapport à l'état actuel des installations.

L'IRSN a en outre vérifié que les dispositions prévues par EDF pour évacuer la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement en cas de défaillance de l'EAS-ND à moyen terme, à savoir l'ouverture du dispositif U5 associée à la mise en œuvre d'un appoint d'eau ultime dans les puisards de l'enceinte par la force d'action rapide du nucléaire (FARN)<sup>44</sup>, permettent de maintenir la pression dans l'enceinte de confinement en-deçà de sa pression de dimensionnement.

### 5.3.3. Maîtrise du risque hydrogène

Lors d'un accident grave, l'hydrogène produit par l'oxydation des métaux présents dans le cœur est relâché dans l'enceinte interne. Il peut conduire, en cas de combustion, à des chargements en pression et température susceptibles de menacer l'intégrité de l'enceinte et la tenue d'équipements nécessaires à la gestion de l'accident.

EDF n'a pas mis à jour les études relatives à la tenue des équipements nécessaires à la gestion de l'AG aux chargements dynamiques de pression résultant d'une combustion d'hydrogène dans le cadre du RP4 1300. Si l'IRSN convient que les modifications associées au RP4 1300 n'entraînent pas de régression vis-à-vis du risque de phénomènes dynamiques en cas de combustion d'hydrogène, il considère que les études d'EDF visant à démontrer la tenue de l'ensemble des équipements nécessaires en AG pourraient être complétées.

Pour ce qui concerne le risque lié à l'hydrogène dans les états à l'arrêt, EDF s'est engagé, à l'issue de l'expertise, à mettre à jour son étude afin de tenir compte de scénarios plus pénalisants vis-à-vis du risque de combustion et d'utiliser une méthodologie adaptée pour l'évaluation du risque de phénomènes dynamiques, ce qui est satisfaisant.

Enfin, l'IRSN souligne le caractère bénéfique, vis-à-vis de la maîtrise du risque hydrogène, des nouvelles dispositions mises en œuvre par EDF dans le cadre du RP4 1300. Elles permettent en effet de réduire la production de gaz inflammables, et ainsi d'exclure le risque de combustion dans l'espace entre enceintes et dans le dispositif d'éventage et de filtration U5, même en l'absence de préchauffage de la ligne d'éventage. En cas d'échec du renoyage du corium et d'ICB à sec, un risque de combustion d'hydrogène dans le dispositif U5 est toutefois identifié, que ce soit avec ou sans préchauffage de la ligne d'éventage. L'IRSN souligne l'impact bénéfique du préchauffage dans ces situations en limitant la durée pendant laquelle le risque de combustion d'hydrogène est présent.

### 5.3.4. Conséquences radiologiques d'un accident grave

L'IRSN considère que les hypothèses physiques et fonctionnelles retenues par EDF pour évaluer les rejets hors de l'enceinte de confinement en cas d'accident grave ainsi que les scénarios et la méthodologie retenus par EDF pour l'évaluation des conséquences radiologiques sont acceptables.

Cette dernière met en évidence le gain en termes de sûreté apporté par la disposition EAS-ND vis-à-vis des rejets hors de l'installation et des doses reçues par la population. La mise en œuvre de cette disposition permet notamment de limiter les conséquences radiologiques dans l'espace et dans le temps.

Toutefois, l'IRSN souligne que l'amélioration de la filtration par le dispositif d'éventage et de filtration U5 demeure un enjeu important vis-à-vis des conséquences radiologiques pour les situations où son ouverture est requise.

---

<sup>44</sup> EDF a créé la FARN à la suite de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daïchi. La FARN est dimensionnée pour secourir n'importe quelle centrale nucléaire française, sur l'ensemble de ses réacteurs, en moins de 24 heures, en toutes circonstances : séisme, inondation externe ou interne, tempête.

À cet égard, l'IRSN a examiné les solutions industrielles étudiées par EDF pour améliorer la filtration par le dispositif U5. L'IRSN considère qu'EDF doit finaliser ses études d'ingénierie relatives à l'amélioration de la filtration par le dispositif U5 et mettre en œuvre au plus tôt la solution industrielle qui lui semble la plus appropriée et dont l'efficacité pour réduire les rejets dans l'environnement aura été démontrée. Le GPR a également émis un avis de cette nature sur ce thème [21].

### 5.3.5. Examen des études probabilistes de niveau 2 relatives aux événements internes

Les EPS de niveau 2 (EPS2) ont vocation à évaluer le risque de rejets issu des séquences accidentelles de fusion du cœur mises en évidence par les EPS de niveau 1. EDF a mis à jour ces études pour être représentatives des réacteurs de 1300 MWe à l'état RP4 en modélisant notamment les dispositions nouvelles conçues pour la gestion des accidents avec fusion du cœur (stabilisation du corium dans le puits de cuve et évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement sans éventage de celle-ci).

EDF s'est fixé comme objectifs dans le cadre du RP4 1300 de rendre le risque de rejets importants et précoces extrêmement improbable ainsi que d'éviter les effets durables dans l'environnement.

À l'issue de son expertise [34] et compte tenu des engagements pris par EDF, l'IRSN considère que les résultats de l'EPS2 d'EDF confortent l'atteinte des objectifs du RP4 1300 pour les accidents avec fusion du cœur, même si l'IRSN a relevé plusieurs limites relatives à la représentativité de l'EPS2, liées à la modélisation des phénomènes physiques lors d'un accident avec fusion du cœur, du comportement de l'enceinte de confinement (évolution de son taux de fuite) sous l'effet des conditions de pression et température, ou de la fiabilité des actions des opérateurs de conduite.

Contrairement à ses EPS2 antérieures, EDF a calculé l'amplitude des rejets radioactifs pour certains scénarios de l'EPS2, ce qui est satisfaisant. Toutefois, EDF ne souhaite pas renouveler ce type de calculs, considérant que la seule évaluation de la fréquence des catégories de rejet (approche de ses EPS2 antérieures) est suffisante au regard des enseignements qui peuvent être tirés des EPS2.

L'IRSN considère au contraire que l'évaluation des rejets, voire de leurs conséquences, est une bonne pratique qui permet de présenter et hiérarchiser les risques avec des métriques « fréquence x gravité des conséquences », favorisant une meilleure compréhension des enjeux et des gains pour la sûreté que peuvent apporter certaines améliorations de l'installation.

En particulier, l'analyse réalisée par l'IRSN avec une telle métrique montre l'enjeu des situations avec fusion du cœur survenant alors que le tampon d'accès des matériels (TAM) de l'enceinte de confinement est ouvert. À cet égard, EDF s'est engagé à caractériser la réduction des rejets pouvant être obtenue par la fermeture de la porte biologique du TAM, ce qui est satisfaisant. Une telle analyse met également en évidence l'importance de la fiabilité des actions humaines permettant d'éviter une rupture de la cuve en pression. Ces actions et leurs effets doivent être modélisés avec précision dans l'EPS2.

Enfin, l'IRSN considère que la confirmation de l'isolement de certaines traversées de l'enceinte de confinement, initialement ouvertes dans les états d'arrêt, doit être mentionnée dans le guide d'intervention en accident grave (GIAG) du RP4 1300, ce qui a fait l'objet d'une recommandation [34].

### 5.3.6. Gestion des eaux contaminées

En 2011, l'exploitant de la centrale nucléaire de Fukushima Daïchi a été contraint de concevoir et de mettre en œuvre dans l'urgence des moyens de stockage et de traitement des eaux contaminées afin d'éviter des rejets de produits radioactifs dans l'environnement. Aussi, l'ASN a demandé à EDF de prendre en compte ce retour d'expérience et de proposer une solution technique susceptible de permettre la gestion des eaux contaminées en cas d'accident majeur.

EDF a ainsi transmis un dossier présentant les principes de conception et d'exploitation d'une unité mobile de traitement des effluents contaminés : l'UMTEC. À ce stade du projet, l'ensemble des dispositions, les modalités d'exploitation de l'UMTEC et les analyses de risques associées, ne sont pas finalisées. L'IRSN souligne à cet égard l'importance d'attribuer à l'UMTEC des exigences de conception, de réalisation, d'exploitation et de maintien en conditions opérationnelles adaptées. Il appartiendra en outre à EDF, dans une phase ultérieure, de compléter

ses analyses de risques et de définir les options de sûreté de l'entreposage à long terme des cartouches filtrantes qui auront été utilisées dans le procédé.

L'IRSN considère que l'UMTEC permet, dans le cadre des hypothèses retenues pour sa conception (notamment l'absence de fuite du radier du bâtiment du réacteur) et moyennant la définition de l'ensemble des dispositions permettant d'assurer la maîtrise des risques associés à son exploitation, de répondre à l'objectif de réduire la contamination des eaux présentes dans le bâtiment du réacteur après un accident ayant conduit à la fusion du cœur.

### 5.3.7. Conclusion relative aux études d'accidents avec fusion du combustible

En conclusion de son analyse des études de sûreté relatives aux accidents graves réalisées par EDF, l'IRSN considère que les dispositions proposées par EDF dans le cadre du RP4 1300 qui visent à limiter, d'une part le risque de percement du radier du bâtiment du réacteur, et d'autre part les situations nécessitant un éventage de l'enceinte de confinement, apportent un gain de sûreté important par rapport à l'état actuel des installations.

Toutefois, l'IRSN estime que, pour l'ensemble des sites, des modifications doivent être apportées à la disposition relative à la stabilisation du corium proposée par EDF, afin de respecter l'objectif qu'il s'est fixé de limiter l'érosion du béton à celle du radier des structures internes. Le GPR a indiqué à cet égard dans son avis en référence [21] que la démarche retenue par EDF est acceptable, mais que la conception des dispositions envisagées mérite d'être améliorée en tenant compte au mieux de la réalité des installations.

Ainsi, sous réserve de la prise en compte du point susmentionné et du respect des engagements pris par EDF au cours de l'expertise, l'IRSN considère que les améliorations proposées par EDF permettent de répondre aux objectifs fixés par l'ASN pour les accidents graves dans le cadre du RP4 1300.

Enfin, l'amélioration de la filtration par le dispositif d'éventage et de filtration U5 demeure un enjeu important vis-à-vis des conséquences radiologiques pour les situations où son ouverture est requise.

## 6. MAÎTRISE DE LA FONCTION CONFINEMENT

**Objectif RP4 1300 associé à ce thème : Réévaluer la performance du confinement des enceintes à double paroi.**

La maîtrise de la fonction confinement ne se cantonne pas aux seules dispositions portées par l'enceinte à double paroi en béton des bâtiments réacteur des CNPE de 1300 MWe. En effet, la maîtrise de la fonction « confinement » consiste de façon globale à limiter la dispersion d'éléments radioactifs issus de la réaction de fission dans l'environnement, et ainsi limiter les conséquences radiologiques à l'extérieur du site à un niveau acceptable. Cette maîtrise du confinement passe par la maîtrise de l'étanchéité de trois barrières successives :

- 1<sup>ère</sup> barrière : la gaine du combustible ;
- 2<sup>ème</sup> barrière : le circuit primaire principal ;
- 3<sup>ème</sup> barrière : l'enceinte de confinement (le bâtiment réacteur).

De nombreuses dispositions mises en œuvre par EDF à l'occasion du RP4 1300, notamment au travers de l'ensemble des thématiques abordées dans les chapitres précédents, permettent de s'assurer et de vérifier que les objectifs assignés aux 1<sup>ère</sup> et 2<sup>ème</sup> barrières sont atteints.

La synthèse de l'expertise menée par l'IRSN qui fait l'objet de ce chapitre aborde exclusivement les problématiques qui concernent la performance du confinement assurée par l'ensemble des systèmes structures et composants affectés à la troisième barrière.

Les bâtiments réacteur des CNPE de 1300 MWe sont constitués d'une enceinte interne (EI) en béton précontraint, dont l'objectif est d'assurer le confinement des matières radioactives en cas d'accident, et d'une enceinte externe (en béton armé) qui enveloppe l'enceinte interne assurant ainsi une protection de cette enceinte contre les agressions externes. Ces deux enceintes délimitent un volume appelé « espace entre enceintes » (EEE), au sein duquel les éventuelles fuites radioactives à travers l'enceinte interne sont collectées puis traitées par un système de ventilation équipé de filtres et de pièges à iodes (EDE) avant leur rejet dans l'environnement via la cheminée

du bâtiment des auxiliaires nucléaires. L'étanchéité de l'enceinte interne fait l'objet d'essais périodiques d'étanchéité qui, pour certaines enceintes, ont mis en évidence des taux de fuite élevés. Ceci a conduit, pour l'ensemble des enceintes des réacteurs de 1300 MWe, à la mise en place de revêtements d'étanchéité composites à l'intrados de certaines zones des EI. EDF a également posé des revêtements composites à l'extrados des EI de certaines enceintes dites sensibles, et prévoit d'en poser sur la calotte centrale à l'extrados des dômes<sup>45</sup> des EI pour l'ensemble des réacteurs de 1300 MWe de type P'4 et du palier N4.

Les enceintes de confinement des réacteurs d'EDF comprennent également plusieurs « traversées », débouchant soit dans un bâtiment périphérique, soit directement dans l'environnement, et permettant le passage d'équipements, de personnel, de conduites de liquides, de gaz, de câbles électriques. Le tampon (ou sas) d'accès des matériels (TAM) qui permet d'introduire ou d'évacuer du bâtiment réacteur des équipements volumineux (tel que des générateurs de vapeur) constitue un chemin de fuite possible de matières radioactives vers l'environnement en cas d'accident survenant à l'intérieur du bâtiment réacteur. Ces traversées sont équipées de fond plein ou d'organes d'isolement (robinets, clapets) pour en assurer l'étanchéité. EDF a mis en œuvre une démarche dite « traversées sensibles » qui vise à identifier les traversées devant faire l'objet d'une amélioration de leur étanchéité. Par ailleurs, EDF a récemment modifié la nuance du joint d'étanchéité du tube de transfert, traversée qui relie les piscines BR et BK. Enfin, les traversées dites doubles-enveloppes des systèmes RIS et EAS présentent un enjeu particulier vis-à-vis du confinement des matières radioactives, ces dernières n'étant équipées, pour fiabiliser la fonction assurée par ces systèmes, que d'un seul organe d'isolement actif.

Les bâtiments périphériques dans lesquels débouchent des traversées de l'enceinte sont quant à eux équipés de systèmes de confinement dynamique (ventilations) qui assurent la collecte et le traitement des effluents radioactifs avant leur rejet éventuel dans l'environnement

Dans le cadre du RP4 1300, l'IRSN a remis à l'ASN les conclusions de son expertise détaillée ([37], [29]) pour ce qui concerne les sujets suivants :

- la suffisance des performances des revêtements d'étanchéité (revêtements posés à l'intrados et à l'extrados des enceintes internes) ;
- la suffisance des modifications apportées à l'EDE, au regard des sollicitations retenues à l'état RP4 ;
- l'étanchéité des joints du TAM à l'issue de la phase de refroidissement consécutive à un AG ;
- la qualification du joint et de la bride de la tige du tube de transfert, en analysant le caractère transposable des éléments fournis par EDF pour les réacteurs de 900 MWe ;
- l'intégrité des traversées « double-enveloppes » des circuits RIS et EAS en situation accidentelle ;
- la pertinence des évolutions qu'EDF prévoit d'apporter à sa démarche « traversées sensibles ».

Pour l'essentiel, les éléments de démonstration de la performance du confinement apportés par EDF nécessitent d'être complétés en ce qui concerne le comportement des revêtements d'étanchéité de l'enceinte interne (cf. § 6.1), l'étanchéité des joints du tampon d'accès des matériels (TAM) (cf. § 6.3) et la surveillance en exploitation de certaines traversées (cf. § 6.4 et § 6.5). Les éléments techniques qui ont conduit l'IRSN à formuler des recommandations sur ces sujets sont rappelés succinctement ci-après. Par ailleurs, le système EDE a fait l'objet d'un complément d'analyse dans le cadre de l'expertise menée en vue de la réunion du GPR des 14 et 15 novembre relative aux accidents avec fusion du cœur (cf. § 6.2).

---

<sup>45</sup> Le dôme désigne la partie haute de forme hémisphérique de l'enceinte interne. Les études des effets des conditions de chargement AG ont mis en évidence un risque de fissuration des dômes des réacteurs des paliers P'4 et N4. EDF a alors décidé de poser des revêtements d'étanchéité sur la partie centrale de ces dômes à l'extrados.

## **6.1. COMPORTEMENT DES REVÊTEMENTS D'ÉTANCHÉITÉ DES ENCEINTES INTERNES AUX CONDITIONS DE L'ACCIDENT GRAVE**

### **6.1.1. Comportement aux conditions d'AG des revêtements d'étanchéité posés par EDF à l'intrados des enceintes internes**

Les revêtements d'étanchéité posés par EDF à l'intrados des enceintes internes ont fait l'objet de plusieurs campagnes d'essais par EDF afin de démontrer leur qualification aux conditions d'accident grave. L'expertise par l'IRSN des résultats des essais menés par EDF lors des deux campagnes de 2014 et 2022 a mis en évidence :

- des ordres de grandeur très différents entre les débits de fuite mesurés durant les campagnes de 2014 et de 2022, ces écarts n'étant pas expliqués à ce jour ;
- une dispersion significative des résultats des mesures de débit de fuite réalisées en 2022 sur des couples d'éprouvettes<sup>46</sup> exposées à un chargement identique ;
- le dépassement du critère d'étanchéité de 15 NI/m<sup>2</sup>/h<sup>47</sup> d'air sec sur certaines éprouvettes.

À la lumière des éléments techniques présentés par EDF, l'IRSN considère que le dossier de qualification des revêtements d'étanchéité aux conditions d'accident grave présente de nombreuses lacunes. À l'issue de l'expertise, EDF a pris de nombreux engagements afin d'y remédier, notamment celui de réaliser une nouvelle campagne d'essais, ce qui est satisfaisant. Pour autant, la qualification des revêtements de l'enceinte interne aux conditions d'AG ne pourra être acquise qu'à la condition qu'EDF démontre que les conditions expérimentales retenues lors de la campagne d'essais prévue à échéance 2026 sont effectivement pénalisantes vis-à-vis de l'étanchéité et de l'adhérence des revêtements. Des essais à effets séparés permettraient de s'assurer de ce point.

Compte tenu des éléments susmentionnés, l'IRSN a considéré que, dans l'attente de la qualification de ces revêtements aux conditions d'AG, EDF devait apprécier l'impact sur la sûreté d'une diminution précoce de leur efficacité. EDF a donc présenté une étude de sensibilité sur les conséquences radiologiques d'un AG, en considérant différentes cinétiques de dégradation de l'efficacité des revêtements. EDF a conclu que la perte du revêtement au-delà d'un jour après l'entrée en AG aurait un impact limité sur les conséquences radiologiques. L'IRSN a confirmé ces conclusions sur la base d'une analyse des résultats de l'étude d'EDF et de ses propres calculs. Cependant, l'IRSN a rappelé que le confinement du réacteur doit être assuré en premier lieu par une barrière physique statique et étanche. En particulier, les rejets de gaz rares, non filtrés, ne peuvent être contenus que par une enceinte interne la plus étanche possible.

Par ailleurs, EDF ne prévoit pas d'essais sur l'un des types de revêtement<sup>48</sup>, déjà posé sur l'intrados de plusieurs enceintes internes (sur des surfaces parfois importantes), en raison de difficultés d'approvisionnement. En effet, le fournisseur ne fabrique plus certains composants de ce type de revêtement d'étanchéité. Sur ce point, l'IRSN considère que la démonstration de la qualification aux conditions d'AG de ce revêtement doit aussi être apportée. Ainsi, l'IRSN a recommandé [37] qu'EDF justifie la qualification aux conditions d'AG des revêtements posés à l'intrados des enceintes internes pour lesquels il ne prévoit pas de démonstration de leur qualification par essai.

### **6.1.2. Comportement aux conditions d'AG des revêtements d'étanchéité posés par EDF à l'extrados des enceintes internes**

Dans le cadre du RP4 1300, l'ASN a demandé à EDF de démontrer la capacité des revêtements posés à l'extrados des enceintes internes à suivre les déformations de l'enceinte, pour la situation enveloppe des dômes des enceintes internes des réacteurs des paliers P'4 et N4 en situation d'AG. Ainsi, à l'occasion du RP4 1300, l'IRSN

---

<sup>46</sup> Le terme éprouvette caractérise ici l'ensemble formé par le support sur lequel a été fixé l'échantillon du revêtement à tester. Le support est représentatif du matériau sur lequel le revêtement est fixé dans l'enceinte interne.

<sup>47</sup> Ce critère correspondant à un débit de fuite maximal à respecter sous une pression de 5,3 bar, enveloppe de la pression de dimensionnement de l'enceinte interne du bâtiment réacteur. Le N majuscule placé devant une unité de volume, ici le litre, se lit Normo. Il signifie que le volume est exprimé pour un gaz à la pression d'une atmosphère et à la température de 0 °C.

<sup>48</sup> EDF s'approvisionne auprès de différents fournisseurs disposant chacun d'un type de revêtement d'étanchéité spécifique dont il assure la pose.

a examiné, sur la base notamment des résultats d'essais d'EDF, la pertinence des chargements retenus et la suffisance du comportement, en conditions d'AG, des trois types de revêtement d'extrados envisagés par EDF.

Pour EDF, les résultats de ces essais mettent en évidence qu'aucun de ces trois types de revêtement ne se déchire pour des déformations du support béton supérieures à celles pouvant être observées en AG ; en outre, les débits de fuite mesurés lors des essais sont conformes au critère fixé dans les dossiers d'autorisation de création des INB<sup>49</sup> de 1300 MWe, et les valeurs d'adhérence résiduelle confirment le respect de l'exigence d'absence de dégradation généralisée.

Pour l'IRSN, il est nécessaire de ne pas dissocier l'état de déformation du support béton de son état de fissuration, le revêtement devant alors rester étanche malgré l'ouverture des fissures. À l'issue de l'expertise, EDF s'est engagé à fournir des justifications complémentaires concernant l'ouverture maximale des fissures qui peuvent se développer sur les dômes des réacteurs en situation d'AG. Néanmoins, l'IRSN estime qu'EDF doit encore démontrer que les revêtements d'extrados qui seront posés sur le parc en exploitation sont capables de ponter de telles ouvertures de fissures. C'est pourquoi l'IRSN a recommandé [37] qu'EDF démontre la capacité des revêtements d'extrados mis en œuvre sur les enceintes des réacteurs du parc en exploitation à suivre, sans perte d'étanchéité, les déformations de l'enceinte en situation d'accident grave en considérant conjointement l'état de fissuration du support béton associé à ces déformations.

## 6.2. SURVEILLANCE DE L'EDE

Le système EDE, spécifique aux réacteurs ayant une enceinte de confinement à double paroi, a pour fonction de collecter les fuites de l'enceinte interne qui transitent dans l'espace entre les deux enceintes et de filtrer les effluents radioactifs correspondants avant leur rejet dans l'environnement. La qualification des revêtements d'étanchéité de l'enceinte interne aux conditions d'AG n'étant à ce jour pas démontrée, le bon fonctionnement de ce système revêt une importance particulière. Ainsi, l'IRSN a considéré, dans le cadre de l'expertise menée en vue de la réunion du GPR des 14 et 15 novembre 2024 relative aux accidents avec fusion du cœur [27] qu'EDF devait étudier les dispositions de surveillance qui permettraient d'identifier une éventuelle dégradation de la performance de la filtration des iodes radioactifs réalisée par l'EDE et d'adapter en conséquence la conduite du système pour limiter les rejets (maintien en fonctionnement, arrêt). Ce point a également été souligné par le GPR [21]. EDF prévoit de définir la stratégie de conduite de l'EDE dans le cadre de l'élaboration du GIAG ; ainsi, l'expertise de ce sujet doit se poursuivre.

## 6.3. COMPORTEMENT DES JOINTS D'ÉTANCHÉITÉ DU TAMPON D'ACCÈS DES MATÉRIELS (TAM) EN CONDITION D'ACCIDENT GRAVE

Dans le cadre du RP4 1300, l'ASN a demandé à EDF de démontrer l'étanchéité des joints du TAM à l'issue de la phase de refroidissement de l'atmosphère de l'enceinte de confinement consécutive à un accident grave, ce point étant resté ouvert à l'issue de l'instruction menée dans le cadre du RP4 900. Ainsi, l'IRSN a examiné les nouveaux éléments de démonstration apportés par EDF. L'IRSN estime que les éléments transmis par EDF sont insuffisants pour pouvoir permettre de conclure positivement sur le sujet. EDF s'est alors engagé d'une part à étudier des dispositions d'exploitation visant à renforcer l'étanchéité du TAM, d'autre part à mettre en œuvre un programme de caractérisation des joints. Ce programme, qui combinerait des essais sur échantillons, des essais sur maquette et des modélisations numériques, devrait permettre à EDF de justifier l'étanchéité des TAM en AG.

## 6.4. SURVEILLANCE EN EXPLOITATION DES TRAVERSÉES DOUBLE-ENVELOPPES RIS-EAS

Les tuyauteries principales des lignes d'aspiration dans les puisards du fond du BR des systèmes RIS et EAS ne comportent qu'un seul organe d'isolement placé à l'extérieur de l'enceinte. Une fuite survenant sur ce tronçon en amont de cet organe d'isolement en situation accidentelle ne serait donc pas isolable. Dans une telle situation, les puisards du fond du BR pourraient se vidanger à l'extérieur de l'enceinte, ce qui d'une part conduirait à des rejets radioactifs, et d'autre part pourrait remettre en cause le fonctionnement des systèmes RIS et EAS impliquant à

---

<sup>49</sup> Il n'existe pas de critère de fuite de l'enceinte interne associé à l'AG ; en revanche, le décret d'autorisation et de création d'une INB de 1300 MWe fixe un critère de fuite de l'enceinte interne aux conditions de l'APRP. C'est ce critère qui fait l'objet d'une vérification lors d'un essai spécifique. Néanmoins, le respect de ce critère est recherché par EDF durant les quatre premiers jours de l'AG.

terme à une situation de fusion du cœur avec bipasse du confinement. Ainsi, pour éviter de tels risques, les tuyauteries principales des lignes d'aspiration sont entourées, jusqu'à leur premier organe d'isolement, d'une tuyauterie en acier noir, dite tuyauterie double-enveloppe. Un tronçon important de ces traversées double-enveloppes est toutefois noyé dans le béton, ce qui pose des difficultés en termes d'inspectabilité. Par ailleurs, ces traversées double-enveloppes, réalisées en acier non allié<sup>50</sup>, sont sujettes à des phénomènes de corrosion en milieu humide, entraînant des amincissements locaux depuis l'espace annulaire<sup>51</sup> interne et donc une diminution de la résistance mécanique.

EDF déploie actuellement, sur les réacteurs des paliers CPY et N4 ainsi que sur les réacteurs du train P'4, une modification qui permet de réaliser un examen endoscopique de l'espace annulaire des traversées double-enveloppes. En pratique, chaque exploitant définit avec un prestataire les contrôles endoscopiques à effectuer et il s'avère que le contenu des rapports d'examen est très variable. Sur ce point, EDF s'est engagé à rédiger une note explicitant aux exploitants les requis pour la mise en œuvre des contrôles endoscopiques, permettant notamment d'harmoniser ces contrôles, ce que l'IRSN estime satisfaisant.

En revanche, pour les réacteurs du train P4, EDF considère que la tuyauterie de la traversée double-enveloppe présente une pente suffisante pour rendre impossible toute rétention d'eau dans l'espace annulaire. De ce fait, EDF n'avait pas prévu d'implanter la modification susmentionnée. Or sur un de ces réacteurs, pour lequel aucun écoulement d'eau n'aurait été constaté lors des purges, les mesures réalisées montrent que l'épaisseur en génératrice inférieure est inférieure de plusieurs centaines de micromètres à la valeur mesurée sur les flancs de la tuyauterie. Aussi, l'IRSN considère que les traversées double-enveloppes des réacteurs du train P4 doivent également faire l'objet d'un examen endoscopique. EDF s'est engagé à réaliser une étude de faisabilité en vue de réaliser de tels contrôles, ce qui est satisfaisant.

Par ailleurs, le référentiel de maintenance prescrit de réaliser un contrôle de la mesure d'épaisseur de la traversée double-enveloppe par ultrason tous les dix ans en l'absence de détection d'eau. Compte tenu du retour d'expérience, l'IRSN considère que cette périodicité n'est pas adaptée et recommande qu'EDF mette en œuvre, pour l'ensemble des réacteurs de 900 MWe, de 1300 MWe et du palier N4, des examens endoscopiques ainsi que des mesures d'épaisseur supplémentaires, à une fréquence adaptée en fonction de la présence d'eau constatée lors des purges et des dégradations visuellement constatées à l'intérieur de l'espace annulaire. Enfin, pour les traversées double-enveloppes qui atteindront, dans un délai de cinq ans, l'épaisseur minimale permettant de justifier leur tenue en cas d'accident grave, l'IRSN considère qu'EDF doit réaliser des mesures d'épaisseur tout au long des parties horizontales de la tuyauterie et, dans la mesure du possible, au niveau des soudures et délardages<sup>52</sup> des tuyaux. Sur ce point, EDF a pris un engagement de réaliser une étude de faisabilité pour le contrôle de ces zones, ce que l'IRSN estime satisfaisant.

## 6.5. TRAVERSÉES SENSIBLES

En conclusion de son expertise, l'IRSN a estimé [29] qu'EDF devait s'assurer que la gamme d'essais utilisée pour réaliser le test d'étanchéité des vannes d'isolement enceinte du système EBA<sup>53</sup>, qui sont des vannes de grand diamètre présentant un risque radiologique élevé, est bien optimisée vis-à-vis du risque de dégradation de leurs battants pouvant survenir en cas d'ouverture partielle de la vanne et d'effort excessif via son servomoteur lors de sa refermeture.

En outre, l'IRSN a souligné l'intérêt de la démarche « traversées sensibles », qu'EDF s'est engagé à poursuivre dans le cadre des réexamens.

---

<sup>50</sup> Un acier non allié est uniquement composé de fer et de carbone. Il se caractérise par une plasticité et une ductilité élevée (la ductilité est la capacité d'un matériau à se déformer plastiquement sans se rompre).

<sup>51</sup> L'espace annulaire interne est le volume délimité par la tuyauterie principale des systèmes RIS/EAS et la tuyauterie en acier noir de la traversée double-enveloppe.

<sup>52</sup> Avant le soudage de deux tubes, l'opération de délardage consiste à usiner leurs extrémités pour en ajuster les diamètres.

<sup>53</sup> Système de ventilation de balayage de l'enceinte (bâtiment réacteur) lorsque le réacteur est à l'arrêt.

## 7. FINALISATION DU DÉPLOIEMENT DU NOYAU DUR POST-FUKUSHIMA

**Objectif RP4 1300 associé à ce thème : Finaliser le déploiement des dispositions dites « noyau dur » en réponse aux prescriptions techniques émises par l'ASN en 2012 et 2014 ([2], [3]).**

À la suite de l'accident survenu sur la centrale nucléaire de Fukushima Daïchi, l'ASN a prescrit à EDF, par ses décisions du 26 juin 2012 [2] et du 21 janvier 2014 [3], la mise en place de « dispositions matérielles et organisationnelles robustes (le « noyau dur », noté ND) » visant à maîtriser une situation accidentelle de perte totale des alimentations électriques et de la source froide affectant tous les réacteurs d'un site consécutivement à une agression extrême (dite agression ND) de type séisme, inondation, vent extrême, foudre, grêle ou tornade.

La mise en place du noyau dur vise, dans une telle situation (dite situation ND), à prévenir la fusion du combustible ou en limiter la progression, limiter les rejets radioactifs qui pourraient toutefois être issus de la fusion du combustible et permettre à l'exploitant d'assurer les missions qui lui incombent dans la gestion d'une crise. En particulier, le noyau dur doit assurer le non-dénoyage des assemblages de combustible, y compris en cours de maintenance, dans la piscine d'entreposage. Le noyau dur est constitué d'un ensemble de moyens fixes robustes aux situations ND, pouvant être complétés par des moyens mobiles amenés par la force d'action rapide nucléaire (FARN). Les moyens fixes du noyau dur peuvent être des équipements neufs (ajoutés sur l'installation ou en remplacement d'équipements existants) dimensionnés aux conditions du noyau dur ou encore des équipements existants dont la fiabilité et la robustesse sont renforcées aux conditions du noyau dur. Le déploiement du noyau dur s'est effectué en plusieurs phases, la dernière phase étant déployée, pour les réacteurs de 1300 MWe, de façon concomitante avec le RP4 1300, contribuant à l'atteinte des objectifs du réexamen.

À ce titre, l'IRSN a examiné :

- l'architecture du ND prévu sur les réacteurs de 1300 MWe (ND 1300) et son périmètre, tant pour la prévention de la fusion du cœur que pour la mitigation d'un accident grave en situation ND ;
- les exigences et critères de conception mécaniques des nouveaux matériels du ND 1300, pour la prévention et la mitigation d'un accident grave, en situation ND ;
- les exigences de qualification pour les systèmes, structures et composants (SSC) du ND 1300 nouveaux et existants pour la prévention et la mitigation d'un accident grave, en situation ND ;
- les principes de conduite du ND 1300 pour la prévention de la fusion du combustible dans le bâtiment réacteur (BR) et le bâtiment combustible (BK) en situation ND ;
- les règles, méthodes et hypothèses retenues pour les études neutroniques et thermohydrauliques support à la conduite du ND 1300 pour la prévention de la fusion du cœur en situation ND.

Pour l'essentiel, l'IRSN estime [22] que le périmètre du noyau dur prévu par EDF pour les réacteurs de 1300 MWe est globalement satisfaisant et que les dispositions associées constituent une avancée notable pour la sûreté de ces réacteurs en cas d'agressions ND. De plus, à la suite de l'expertise menée par l'IRSN, EDF a proposé des améliorations significatives de la conception initialement prévue du noyau dur pour le palier 1300 MWe (évolution de l'EAS-ND<sup>54</sup> visant à limiter le risque de mode commun avec les systèmes de sauvegarde, modifications permettant de régler la vitesse de refroidissement par les GV depuis la salle de commande). Par ailleurs, EDF s'est engagé à compléter la liste des SSC-ND, notamment en ce qui concerne les équipements participant à la fonction de confinement en situation ND.

Toutefois, l'IRSN estime qu'EDF doit encore démontrer que, après un séisme ND, le débit d'eau borée injecté dans le circuit primaire par la nouvelle pompe d'injection aux joints est suffisant compte tenu du débit d'eau au retour des joints des pompes primaires. Ce point a fait l'objet d'une recommandation de la part de l'IRSN.

---

<sup>54</sup> La disposition d'évacuation ultime de la chaleur de l'enceinte (EAS-ND participe à la prévention de la fusion du cœur en situation ND en permettant notamment d'injecter à basse pression dans le circuit primaire l'eau borée contenue dans la bache du système de traitement et de refroidissement des piscines (PTR) et, si la fusion du cœur ne peut être évitée, constitue le principal moyen de mitigation de l'AG en permettant l'évacuation de la chaleur du BR via sa connexion à la source froide ultime (SFu).

En outre, s'agissant du système d'alimentation de secours des GV (ASG), qui compte deux motopompes (MPS) et deux turbopompes (TPS), EDF a choisi d'intégrer dans le noyau dur les deux TPS et une MPS. Des éléments sont encore attendus notamment pour ce qui concerne la démonstration de la fiabilité des TPS ASG à la suite d'une agression ND ainsi que la qualification des équipements aux situations ND. Par ailleurs, EDF effectue des études de vérification de la robustesse aux agressions ND des deux MPS, ces deux motopompes ayant vocation à prendre le relais des TPS une fois le réacteur suffisamment refroidi, ce qui est positif. Enfin, EDF s'est engagé au cours de l'expertise à rendre manœuvrables depuis la salle de commande les vannes permettant le réglage du débit d'alimentation en eau des GV par les TPS ASG, ainsi que les vannes permettant de régler la vitesse de refroidissement du réacteur, ce qui est également satisfaisant.

S'agissant des SSC-ND neufs, l'IRSN estime que les exigences associées à la conception mécanique et au contrôle des soudures doivent être renforcées.

Par ailleurs, certaines parties existantes de l'EAS-ND et du SEG<sup>55</sup> ont une importance fonctionnelle particulière qui nécessite qu'elles répondent à des exigences équivalentes à celles qui doivent être appliquées aux SSC-ND neufs. Enfin, des exigences fortes d'étanchéité doivent être retenues pour l'ensemble des portions de circuits pouvant être à l'origine d'un risque de bipasse du confinement. Ces points ont également fait l'objet de recommandations de la part de l'IRSN [22].

Pour ce qui concerne la conduite en situation noyau dur (dite conduite noyau dur), EDF propose deux stratégies de conduite élaborées pour assurer le repli du réacteur<sup>56</sup> lorsque l'agression extrême a provoqué une situation de perte totale de la source froide (dite « H1 ») ou de perte totale des alimentations électriques (dite « H3 ») :

- une stratégie dite conduite « primaire intègre », qui sera appliquée lorsque le circuit primaire est intègre ou présente de faibles fuites. La stratégie retenue est une conduite ND dite « douce »<sup>57</sup>, valorisant la pompe noyau dur d'injection haute pression aux joints des pompes primaires ;
- une stratégie dite conduite « primaire non intègre », qui sera appliquée pour des situations présentant des fuites plus importantes. La stratégie retenue est une conduite ND dite « dure »<sup>58</sup>.

L'IRSN souligne les efforts menés par EDF au fil des expertises pour améliorer la gestion de l'inventaire en eau du circuit primaire et permettre la gestion de certains états initialement non couverts. De plus, l'IRSN n'a pas de remarque sur la stratégie de conduite ND « dure ». En revanche, la conduite « douce », bien qu'acceptable, pourrait être optimisée afin notamment de limiter le maintien prolongé à haute pression du circuit primaire pour certains cas de très petites fuites. De plus, l'IRSN a souligné l'insuffisance de la position d'EDF vis-à-vis du classement ND des informations permettant le diagnostic de l'état du réacteur.

---

<sup>55</sup> Le circuit d'appoint ultime en eau brute (SEG) est utilisé à la fois pour réalimenter la bache ASG ND et pour maintenir un niveau d'eau suffisant dans la piscine BK.

<sup>56</sup> En cas de situation incidentelle ou accidentelle, assurer le repli ou replier le réacteur est une action de conduite qui consiste, une fois que la réaction nucléaire est stoppée, à amorcer un refroidissement du cœur et une dépressurisation du circuit primaire, pour atteindre un état du réacteur le plus sûr possible compte tenu de la situation à maîtriser.

<sup>57</sup> Il s'agit de replier le réacteur avec une vitesse de refroidissement lente adaptée à un état thermohydraulique de l'installation peu dégradé : la vitesse de refroidissement mise en œuvre par les opérateurs est ajustée de telle manière que la contraction du volume d'eau primaire soit compensée par l'appoint en eau borée injecté par la PIJ-ND.

<sup>58</sup> Il s'agit de replier le réacteur avec une vitesse de refroidissement plus rapide adaptée à un état thermohydraulique de l'installation plus dégradé.

## RÉFÉRENCES

- [1] Courrier ASN - CODEP-DCN-2019-009228 du 11 décembre 2019 : « Orientations de la phase générique du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe d'EDF (RP4 1300) ».
- [2] Décisions n° 2012-DC-0274 à 0292 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables aux sites électronucléaires au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS).
- [3] Décisions n° 2014-DC-0394 à 0412 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 21 janvier 2014 – Examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription « ECS-1 ».
- [4] Avis IRSN – 2020-00119 du 21 juillet 2020 : « Réacteurs électronucléaires – Tous paliers - Instruction de la méthode 3D statique destinée à l'analyse des conséquences de l'accident de retrait incontrôlé d'une grappe, réacteur en puissance (R1GP) ».
- [5] Avis IRSN – 2020-00139 du 14 septembre 2020 : « Réacteurs électronucléaires – EDF – Méthode « CDG rénovée » - Paliers 900, 1300 et 1450 MWe ».
- [6] Avis IRSN – 2021-00051 du 7 avril 2021 : « EDF – REP – Tous paliers – Méthodologie d'estimation des incertitudes à appliquer à la puissance résiduelle des assemblages UOX et MOX ».
- [7] Avis IRSN – 2023-00140 du 20 septembre 2023 : « Réacteurs électronucléaires EDF – Tous paliers – Démarche  $\Delta C_b$  appliquée au domaine complémentaire ».
- [8] Avis IRSN – 2023-00029 du 23 février 2023 : « Réacteurs électronucléaires – Tous Paliers - 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 ».
- [9] Avis IRSN – 2021-00208 du 21 décembre 2021 : « Réacteurs électronucléaires – EDF – Tous paliers - Méthodologie d'évaluation des conséquences radiologiques des rejets atmosphériques accidentels – Approche statistique (méthode PASTA) ».
- [10] Avis IRSN - 2022-00102 du 10 mai 2022 : « Réacteurs électronucléaires - EDF - Examen des études d'inondation interne et de RTHE en vue du quatrième réexamen périodique des réacteurs du site du Bugey ».
- [11] Avis IRSN – 2022-00161 du 26 juillet 2022 : « Expertise de la méthodologie d'étude des risques liés aux inondations internes et ruptures de tuyauteries haute énergie dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe ».
- [12] Avis IRSN – 2022-00224 du 2 décembre 2022 : « Réacteurs électronucléaires d'EDF de 1300 MWe - Instruction anticipée portant sur les méthodes proposées par EDF pour évaluer les risques d'explosion interne dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe ».
- [13] Courrier ASN – CODEP-DCN-2021-007988 du 4 mars 2021 : « Réacteurs nucléaires de 900 MWe d'EDF - Position de l'ASN sur la phase générique du quatrième réexamen périodique - Demandes complémentaires à la décision n° 2021-DC-0706 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 23 février 2021 ».
- [14] Avis IRSN – 2022-00229 du 9 décembre 2022 : « Réacteurs électronucléaires d'EDF de 1300 MWe - Instruction anticipée portant sur les éléments méthodologiques pour évaluer le risque industriel et le risque aérien dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe ».
- [15] Avis IRSN – 2024-00063 du 24 avril 2024 : « Réacteurs électronucléaires - EDF - RP4 1300 - Exclusion de l'initiateur DCC-LH de la démonstration de sûreté ».

- [16] Avis IRSN – 2024-00191 du 19 décembre 2024 : « EDF – REP – Quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe – Maîtrise du vieillissement – Examen des dossiers d'aptitude à la poursuite de l'exploitation de composants, des fiches d'analyse du vieillissement et des programmes d'investigations complémentaires ».
- [17] Avis IRSN – 2024-00091 du 21 juin 2024 : « EDF – Quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe – Examen des études relatives aux agressions internes et externes ».
- [18] Avis GPR – CODEP-MEA-2024-037795 du 9 juillet 2024 : « Avis du Groupe permanent pour les réacteurs (GPR) émis lors de sa réunion des 3 et 4 juillet 2024 - Avis relatif à l'examen des études d'agressions internes et externes du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe ».
- [19] Avis IRSN – 2024-00171 du 29 novembre 2024 : « Poursuite de l'exploitation des réacteurs de 1300 MWe au-delà de la quatrième visite décennale – Expertise des dossiers relatifs à la tenue en service des cuves – zone de cœur et aux méthodes de calculs mécaniques mobilisées dans la révision des dossiers de référence réglementaire ».
- [20] Avis GP ESPN – CODEP-MEA-2025-001275 – Avis du Groupe Permanent « Équipements sous pression nucléaires » émis lors de sa réunion du 17 et 18 décembre 2024 : « Tenue en service de la zone de cœur des cuves des réacteurs de 1300 MWe pendant la période de 10 ans suivant leur quatrième visite décennale et aux méthodes d'évaluation pour l'actualisation des dossiers de référence réglementaire ».
- [21] Avis GPR – CODEP-MEA-2024-064080 du 22 novembre 2024 : « Études d'accidents graves associées au quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe - Réunion du Groupe permanent « Réacteurs » des 14 et 15 novembre 2024 ».
- [22] Avis IRSN – 2023-00066 du 12 mai 2023 : « Réacteurs électronucléaires d'EDF de 1300 MWe – RP4 1300 – Instruction anticipée portant sur le noyau dur post-Fukushima ».
- [23] Avis IRSN – 2024-00165 du 19 novembre 2024 : « Analyse des études d'accidents sans fusion du cœur associées au quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe ».
- [24] Avis GPR – CODEP-MEA-2024-068286 du 11 décembre 2024 : « Études d'accidents menées dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe - Réunion du Groupe permanent des 4 et 5 décembre 2024 ».
- [25] Avis IRSN – 2024-00012 du 31 janvier 2024 : « Réacteurs électronucléaires d'EDF de 1300 MWe – RP4 1300 – Examen des études probabilistes de sûreté de niveau 1 relatives aux événements internes (EPS1 RP4 1300) ».
- [26] Avis IRSN – 2024-00122 du 2 août 2024 : « EDF – REP – Tous paliers – Intégration des situations H1 de site dans la démonstration de sûreté ».
- [27] Avis IRSN – 2024-00153 du 31 octobre 2024 : « EDF - Quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe - Maîtrise des accidents graves ».
- [28] Avis IRSN – 2022-00240 du 21 décembre 2022 : « Réacteurs électronucléaires d'EDF - Tous paliers – Températures de l'air du référentiel Grands Chauds ».
- [29] Avis IRSN – 2024-00173 du 2 décembre 2024 : « Quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe – Traversées de l'enceinte de confinement ».
- [30] Guide ASN n° 13 du 11 avril 2013 : « Protection des installations nucléaires de base contre les inondations externes ».
- [31] Avis IRSN – 2022-00012 du 27 janvier 2022 : « Réacteurs électronucléaires EDF - Tous paliers - Déclinaison du guide ASN n° 13 relatif à la protection des INB contre les inondations externes - Instruction de la SRI RNP ».

- [32] Avis IRSN – 2022-00068 du 5 avril 2022 : « Réacteurs électronucléaires EDF - Tous paliers - Déclinaison du guide ASN n° 13 relatif à la protection des INB contre les inondations externes - Instruction de la SRI CGB ».
- [33] Avis IRSN – 2022-00098 du 5 mai 2022 : « Réacteurs électronucléaires EDF - Tous paliers - Déclinaison du guide ASN n° 13 relatif à la protection des INB contre les inondations externes - Instruction de la SRI PLU ».
- [34] Avis IRSN – 2024-00087 du 12 juin 2024 : « Réacteurs électronucléaires d'EDF de 1300 MWe – RP4 1300 – Examen des études probabilistes de sûreté de niveau 2 relatives aux événements internes (EPS2 RP4 1300) ».
- [35] Avis IRSN – 2024-00076 du 28 mai 2024 : « Réacteurs électronucléaires d'EDF de 1300 MWe – RP4 1300 - Prise en compte du risque de surpression à froid dans les études probabilistes de sûreté de niveau 1 relatives aux événements internes ».
- [36] Avis IRSN - 2022-00035 du 18 février 2022 : « EDF - Réacteurs de 1300 MWe - Référentiel « Accidents graves » applicable au 4e réexamen périodique - Objectifs généraux - Fonctions nécessaires en accident grave et exigences associées aux équipements assurant ces fonctions ».
- [37] Avis IRSN – 2023-00168 du 22 novembre 2023 : « Quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe – Confinement des réacteurs ».
- [38] Courrier ASN – CODEP-DCN-2016-007286 du 20 avril 2016 : « Orientations génériques du réexamen périodique associé aux quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe d'EDF (VD4-900) ».

# ANNEXE

Un dialogue technique a été organisé à destination de la société civile par l'Association nationale des comités et commissions locales d'information (ANCCLI), l'ASN et l'IRSN, avec la participation d'EDF, à l'occasion de l'expertise de l'IRSN du RP4 1300. Il a débuté en décembre 2022.

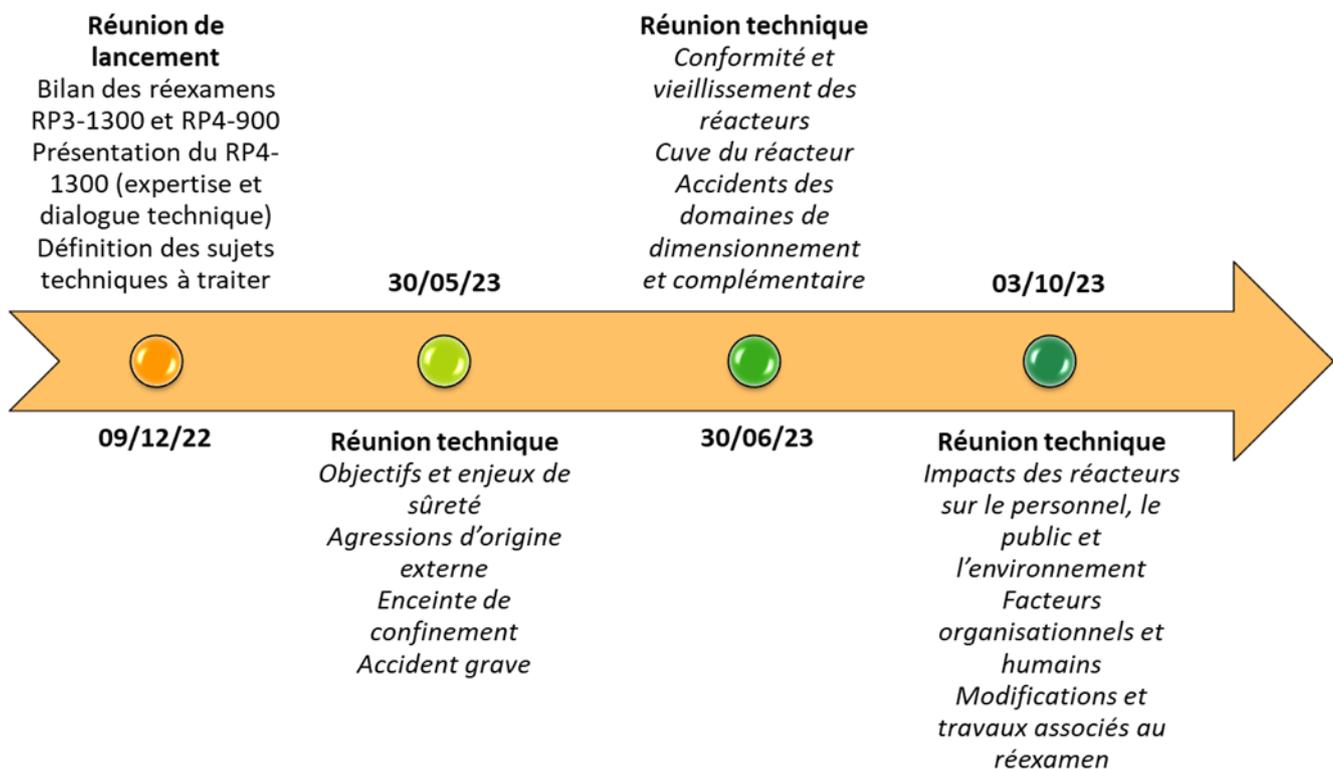
Des représentants de l'ensemble des Commissions locales d'information (CLI), concernées par les réacteurs de 1300 MWe, participent au dialogue technique, ainsi que des associations et des experts non institutionnels.

Les principaux objectifs de ce dialogue technique sont les suivants :

- tenir compte des préoccupations et des questions de la société civile pour enrichir l'expertise de l'IRSN ;
- permettre l'accès à l'expertise de l'IRSN afin que la société civile puisse se forger sa propre opinion sur les sujets de sûreté nucléaire et de radioprotection, et participer ainsi au processus conduisant à la décision publique ;
- impliquer le plus en amont possible les CLI et les territoires concernés, en vue notamment de la concertation publique sur la phase générique du RP4 1300 et des enquêtes publiques qui suivront les 4<sup>èmes</sup> visites décennales.

Une réunion de lancement du dialogue technique a eu lieu le 9 décembre 2022, notamment pour permettre aux participants de la société civile de définir les sujets techniques qu'ils souhaitaient aborder.

Sur la base des sujets retenus, trois réunions techniques ont été organisées en 2023 pour recueillir les questions techniques des participants de la société civile à prendre en compte dans l'expertise de l'IRSN :



Au global, lors de ces réunions techniques, les représentants de la société civile ont posé environ 250 questions, qui ont porté principalement sur :

- les objectifs et les enjeux de sûreté associés au RP4 1300, en particulier au regard de ceux associés au RP4 900 MWe et aux réacteurs de 3<sup>ième</sup> génération (EPR et EPR2) ;
- la poursuite de l'exploitation des réacteurs, notamment la définition de critères d'arrêt et le calcul des marges de sûreté ;
- la maîtrise de la conformité et du vieillissement des réacteurs, en particulier la corrosion sous contrainte et le vieillissement des équipements non remplaçables tels que la cuve et l'enceinte de confinement ;
- la réévaluation de sûreté des agressions d'origine externe, notamment la prise en compte du changement climatique et les impacts des agressions d'origine externe, en particulier de la chute accidentelle d'aéronef, sur la piscine d'entreposage du combustible ;
- la cuve du réacteur en termes de démonstration de l'aptitude à la poursuite de son exploitation compte tenu des effets de l'irradiation ;
- l'enceinte de confinement du réacteur, notamment sa résistance mécanique et son étanchéité en cas d'accident grave ;
- l'intégrité de la piscine d'entreposage du combustible en cas d'accident ou d'actes de malveillance ;
- la maîtrise de l'accident grave, en particulier le dispositif de stabilisation du corium et l'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement ;
- les facteurs organisationnels et humains, notamment la mise en œuvre des modifications associées au réexamen, la formation et la compétence des intervenants, le suivi et la surveillance des entreprises extérieures ;
- les travaux associés au réexamen, en particulier la gestion de l'accumulation des modifications, en lien avec d'autres chantiers (RP4 900, EPR, EPR2).

Après la phase de recueil des questions des représentants de la société civile, les équipes d'expertise de l'IRSN ont pris en compte ces questions et se sont attachées à apporter, au travers de leurs expertises, les réponses aux questions soulevées par la société civile. Ces réponses figurent dans divers avis de l'IRSN disponibles sur le site internet de l'ASNR ([www.asnr.fr](http://www.asnr.fr)), ainsi que dans le présent rapport.

Pour obtenir plus d'informations, une page du site web de l'ASNR est dédiée au dialogue technique sur le RP4 1300, comprenant notamment l'ensemble des présentations effectuées lors des réunions et des questions posées par les participants de la société civile.





Adresse du siège social :  
15 rue Louis Lejeune - 92120 Montrouge

Adresse postale :  
BP 17 - 92262 Fontenay-aux-Roses cedex

Courriel : [asnr-courrier@asnr.fr](mailto:asnr-courrier@asnr.fr)

**TÉLÉPHONE**  
+33 (0)1 58 35 88 88

**SITE INTERNET**  
[www.asnr.fr](http://www.asnr.fr)