



**RÉPUBLIQUE  
FRANÇAISE**

*Liberté  
Égalité  
Fraternité*



# **RAPPORT NATIONAL DE LA FRANCE POUR LA REUNION DU 10<sup>E</sup> CYCLE D'EXAMEN DE 2026**

**Convention sur la sûreté nucléaire**

**France – Août 2025**





# TABLE DES MATIÈRES

|                                                                                                                                                     |           |
|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------|
| Avant-propos.....                                                                                                                                   | 6         |
| <b>PARTIE A. INTRODUCTION.....</b>                                                                                                                  | <b>7</b>  |
| 1. Le programme nucléaire.....                                                                                                                      | 7         |
| 2. Politique en matière de sûreté nucléaire .....                                                                                                   | 8         |
| 3. Politique énergétique .....                                                                                                                      | 9         |
| <b>PARTIE B. RÉSUMÉ .....</b>                                                                                                                       | <b>10</b> |
| 4. Résumé .....                                                                                                                                     | 10        |
| 4.1. Faits marquants depuis la réunion d'examen conjointe des 8 <sup>e</sup> et 9 <sup>e</sup> cycles .....                                         | 10        |
| 4.2. Principaux événements significatifs relatifs à la sûreté depuis la réunion d'examen conjointe des 8 <sup>e</sup> et 9 <sup>e</sup> cycles..... | 17        |
| 4.3. Revues internationales par les pairs .....                                                                                                     | 17        |
| 4.4. Conclusions de la réunion d'examen conjointe des 8 <sup>e</sup> et 9 <sup>e</sup> cycles .....                                                 | 19        |
| 4.5. Les activités majeures à venir jusqu'à la prochaine réunion d'examen dans trois ans                                                            | 31        |
| 4.6. Mise en œuvre des principes de la déclaration de Vienne .....                                                                                  | 32        |
| <b>PARTIE C. DISPOSITIONS ARTICLE PAR ARTICLE .....</b>                                                                                             | <b>36</b> |
| <b>Article 6 Installations nucléaires existantes .....</b>                                                                                          | <b>36</b> |
| 6.1. Les installations nucléaires en France .....                                                                                                   | 36        |
| 6.2. Aperçu d'événements liés à la sûreté depuis la réunion d'examen conjointe des 8 <sup>e</sup> et 9 <sup>e</sup> cycles.....                     | 37        |
| 6.3. Réévaluation de sûreté des installations nucléaires et améliorations de sûreté associées.....                                                  | 42        |
| <b>Article 7 Cadre communautaire, législatif et réglementaire .....</b>                                                                             | <b>46</b> |
| 7.1. Etablissement d'un cadre législatif et réglementaire.....                                                                                      | 46        |
| 7.2. Contenu du cadre réglementaire .....                                                                                                           | 48        |
| 7.3. Le système d'inspection et d'évaluation réglementaire des installations nucléaires                                                             | 58        |
| 7.4. Mesures destinées à faire respecter les règlements applicables et les conditions des autorisations.....                                        | 61        |
| <b>Article 8 Organisme de réglementation .....</b>                                                                                                  | <b>64</b> |
| 8.1. L'autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection .....                                                                                     | 64        |
| 8.2. Les différents acteurs de l'État intervenant dans le contrôle de la sûreté nucléaire..                                                         | 69        |
| <b>Article 9 Responsabilité du titulaire d'une autorisation.....</b>                                                                                | <b>71</b> |
| 9.1. La responsabilité première de la sûreté d'une INB.....                                                                                         | 71        |
| 9.2. La transparence et l'information au public chez les exploitants .....                                                                          | 73        |
| <b>Article 10 Priorité à la sûreté .....</b>                                                                                                        | <b>75</b> |
| 10.1. Le cadre réglementaire.....                                                                                                                   | 75        |
| 10.2. Les dispositions prises par EDF .....                                                                                                         | 75        |
| 10.3. Les dispositions prises par le CEA .....                                                                                                      | 77        |
| 10.4. Les dispositions prises par l'ILL.....                                                                                                        | 78        |

|                                                                                                         |            |
|---------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------|
| 10.5. Les dispositions prises par l'Organisation ITER.....                                              | 78         |
| 10.6. Les dispositions de contrôle des exploitants prises par l'ASNR .....                              | 79         |
| 10.7. Les dispositions internes de l'ASNR .....                                                         | 80         |
| <b>Article 11 Ressources financières et humaines .....</b>                                              | <b>82</b>  |
| 11.1. Les ressources financières .....                                                                  | 82         |
| 11.2. Les ressources humaines.....                                                                      | 85         |
| <b>Article 12 Facteurs humains.....</b>                                                                 | <b>89</b>  |
| 12.1. Le cadre réglementaire .....                                                                      | 89         |
| 12.2. Les dispositions prises pour les réacteurs électronucléaires .....                                | 90         |
| 12.3. Les dispositions prises pour les réacteurs autres qu'électronucléaires .....                      | 90         |
| 12.4. Le contrôle de l'ASNR .....                                                                       | 91         |
| <b>Article 13 Assurance de la qualité .....</b>                                                         | <b>93</b>  |
| 13.1. Le cadre réglementaire .....                                                                      | 93         |
| 13.2. Les dispositions prises pour les réacteurs électronucléaires .....                                | 93         |
| 13.3. Les dispositions prises pour les réacteurs autres qu'électronucléaires .....                      | 96         |
| 13.4. Le contrôle de l'ASNR .....                                                                       | 97         |
| <b>Article 14 Évaluation et vérification de la sûreté.....</b>                                          | <b>101</b> |
| 14.1. Évaluation de la sûreté .....                                                                     | 101        |
| 14.2. Vérification de la sûreté .....                                                                   | 111        |
| <b>Article 15 Radioprotection.....</b>                                                                  | <b>116</b> |
| 15.1. Le cadre réglementaire .....                                                                      | 116        |
| 15.2. Les dispositions mises en œuvre .....                                                             | 119        |
| 15.3. Le contrôle de l'ASNR .....                                                                       | 127        |
| <b>Article 16 Organisation pour les cas d'urgence.....</b>                                              | <b>129</b> |
| 16.1. Plan et programmes d'urgence .....                                                                | 129        |
| 16.2. Information du public et des pays voisins .....                                                   | 140        |
| <b>Article 17 Choix de site .....</b>                                                                   | <b>143</b> |
| 17.1. Évaluation des facteurs liés au site .....                                                        | 143        |
| 17.2. Incidences de l'installation sur les individus, la société et l'environnement .....               | 146        |
| 17.3. Réévaluation des facteurs liés au site .....                                                      | 147        |
| 17.4. Consultation d'autres Parties contractantes susceptibles d'être affectées par l'installation..... | 149        |
| <b>Article 18 Conception et construction.....</b>                                                       | <b>150</b> |
| 18.1. Application du concept de défense en profondeur .....                                             | 150        |
| 18.2. Incorporation de techniques éprouvées .....                                                       | 153        |
| 18.3. Choix de conception.....                                                                          | 156        |
| <b>Article 19 Exploitation.....</b>                                                                     | <b>162</b> |
| 19.1. L'autorisation de mise en service d'une INB .....                                                 | 162        |
| 19.2. Les limites et les conditions d'exploitation des INB.....                                         | 165        |
| 19.3. Procédures d'exploitation, de maintenance, d'inspection et d'essais .....                         | 167        |
| 19.4. Les procédures pour la gestion des incidents et accidents .....                                   | 169        |
| 19.5. L'appui en matière d'ingénierie et de technologie .....                                           | 170        |
| 19.6. La notification des événements significatifs.....                                                 | 172        |

|                                                                                                           |            |
|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------|
| 19.7. Collecte et analyse de l'expérience d'exploitation .....                                            | 174        |
| 19.8. La gestion des déchets et du combustible utilisé sur le site.....                                   | 176        |
| <b>ANNEXE A – Liste et localisation des réacteurs nucléaires en France .....</b>                          | <b>179</b> |
| A.1 Localisation des réacteurs nucléaires.....                                                            | 179        |
| A.2 Liste des réacteurs électronucléaires.....                                                            | 180        |
| A.3 Liste des réacteurs nucléaires autres qu'électronucléaires en fonctionnement ou en construction ..... | 182        |
| <b>ANNEXE B – Principaux textes législatifs et réglementaires à fin 2024 .....</b>                        | <b>183</b> |
| B.1 Codes, lois et règlements.....                                                                        | 183        |
| B.2 Décisions réglementaires de l'ASN .....                                                               | 184        |
| <b>ANNEXE C – Organisation des exploitants de réacteurs nucléaires .....</b>                              | <b>186</b> |
| C.1 Organisation d'EDF pour les réacteurs nucléaires .....                                                | 186        |
| C.2 Organisation du CEA.....                                                                              | 191        |
| C.3 Organisation de l'ILL.....                                                                            | 192        |
| <b>ANNEXE D - Surveillance de l'environnement .....</b>                                                   | <b>193</b> |
| <b>ANNEXE E - Bibliographie .....</b>                                                                     | <b>195</b> |
| E.1 Documents.....                                                                                        | 195        |
| E.2 Sites Internet .....                                                                                  | 195        |
| <b>ANNEXE F – Liste des principales abréviations .....</b>                                                | <b>196</b> |

## Avant-propos

La France a signé la Convention sur la sûreté nucléaire (CSN) le 20 septembre 1994, jour où cette convention a été ouverte à la signature durant la Conférence générale de l'AIEA. La Convention a été ratifiée par la France un an plus tard, le 11 septembre 1995, et est entrée en vigueur le 24 octobre 1996.

Le présent rapport constitue le dixième rapport de la France présenté pour examen, conformément aux dispositions de l'article 5 de la Convention, avant la réunion d'examen du dixième cycle qui se tiendra du 13 au 24 avril 2026 à l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA). Il a été mis à jour et structuré conformément aux principes directeurs concernant les rapports nationaux en vertu de la Convention, en se focalisant sur les dispositions mises en œuvre par la France pour remplir chacune des obligations de la Convention. Il intègre en particulier des encadrés pour préciser l'application concrète de ces dispositions, focus indiqués par .

Ce rapport est composé de 3 parties :

- la partie A introductive, qui présente le contexte français en matière de programme électronucléaire français, de politique en matière de sûreté nucléaire et de politique énergétique ;
- la partie B, qui résume le rapport. Elle comprend notamment un résumé des faits marquants de la période d'avril 2023 à juillet 2025, un aperçu des questions issues de la réunion d'examen conjointe des 8<sup>e</sup> et 9<sup>e</sup> cycles d'examen dont la France a été invitée à rendre compte, les enjeux de sûreté pour les trois prochaines années ainsi que les dispositions pour répondre aux obligations de la Déclaration de Vienne ;
- la partie C, dont la numérotation des chapitres correspond à celle des articles 6 à 19 de la Convention, présente les dispositions montrant que la France respecte les obligations de la Convention, article par article, chacun d'eux faisant l'objet d'un chapitre distinct au début duquel le texte correspondant de l'article de la Convention est rappelé en gris.

Ce rapport a été établi par l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR), qui a joué le rôle de coordinateur, avec des contributions des exploitants de réacteurs nucléaires, Électricité de France (EDF), le Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA), l'Institut Laue – Langevin (ILL) et l'organisation ITER, et après consultation des autres parties concernées (autorités gouvernementales).

La présentation de la France à la réunion d'examen du dixième cycle de la Convention sera basée sur ce rapport, complété par des informations sur tout développement pertinent qui pourrait survenir dans l'intervalle.

## A. INTRODUCTION

### 1. Le programme nucléaire

La première décision gouvernementale concernant l'énergie nucléaire a été la création en 1945 du Commissariat à l'énergie atomique, devenu le Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives le 10 mars 2010 (CEA), organisme public de recherche.

Le premier réacteur nucléaire expérimental français Zoé a divergé en décembre 1948, ouvrant la voie à la construction d'autres réacteurs de recherche puis de réacteurs destinés à la production d'énergie électrique.

Le programme nucléaire civil français a débuté lors du troisième plan quinquennal (1957-1961), avec la réalisation de réacteurs fonctionnant à l'uranium naturel, dits "graphite-gaz" (UNGG). Cette filière a ensuite été abandonnée au profit des réacteurs à eau légère, par décision interministérielle en 1969. Ces réacteurs UNGG sont aujourd'hui en démantèlement.

En 1974, consécutivement au "choc pétrolier" de 1973, la France a engagé un vaste programme de construction de centrales nucléaires entrepris par EDF, fondé sur la technologie des réacteurs à eau légère sous pression (REP) et une standardisation des modèles sur la base d'une licence fournie par Westinghouse avec jusqu'à 5 tranches construites par an dans les années 80. Ce programme a conduit à la construction de 58 réacteurs à eau sous pression répartis sur 19 sites et assurant environ 75% de la production d'électricité en France. Deux de ces réacteurs, situés sur le site de Fessenheim, ont été définitivement arrêtés en 2020.

En 2005, est lancé un nouveau type de réacteur, l'EPR (European Pressurised Reactor), développé par Areva, dont la conception repose sur celle des réacteurs existants à ce moment, les réacteurs nucléaires de type N4 français et Konvoi allemands. Il bénéficie ainsi de technologies éprouvées et du retour d'exploitation de ses prédécesseurs. Des évolutions importantes en matière de sûreté ont toutefois été introduites par rapport aux réacteurs existants afin de renforcer la prévention des accidents, mieux protéger l'installation des effets des agressions internes et externes et limiter les conséquences possibles d'un accident avec fusion du cœur. La construction du réacteur EPR en France a commencé en décembre 2007 à Flamanville (Manche). Ce réacteur a été officiellement mis en service à la suite de l'autorisation délivrée par l'Autorité de Sûreté Nucléaire le 7 mai 2024.

Suite au retour d'expérience de la conception, de la construction et de l'exploitation des premiers réacteurs EPR dans le monde, la conception de l'EPR a été optimisée pour définir le modèle EPR2. EDF a déposé le 28 juin 2023 les demandes d'autorisation pour construire sur le site de Penly (Normandie) la première paire de réacteurs EPR2. Suite à un décret de juin 2024 portant autorisation environnementale, EDF a engagé la réalisation de travaux préparatoires à la construction. Le décret d'autorisation de création de l'installation nucléaire de base est en cours d'instruction.

La France a aussi développé une filière de réacteurs à neutrons rapides, qui sont aujourd'hui en démantèlement :

- en 1967, le prototype Rapsodie (24 MWth) a été mis en service au centre de Cadarache (Bouches-du-Rhône) puis mis à l'arrêt en 1983 ;
- en 1973, le réacteur Phénix (250 MWe) à Marcoule (Gard) a produit de l'électricité jusqu'à sa mise à l'arrêt en 2010 et a servi à l'étude de la conception des réacteurs de « quatrième génération » ;

- en 1977 a débuté la construction du réacteur surgénérateur Superphénix de 1 200 MWe sur le site de Creys-Malville, qui a été mis en service en 1985 puis mis à l'arrêt en 1998.

Le projet baptisé **ASTRID** (*Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration*) prototype de réacteur à neutrons rapides de 600 MWe refroidi au sodium lancé en 2010 a été abandonné en 2019.

D'autres projets de petits réacteurs modulaires utilisant différentes technologies (réacteurs à eau légère, réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium ou au plomb, réacteurs à sels fondus) sont en cours de développement.

## 2. Politique en matière de sûreté nucléaire

En France, la politique en matière de sûreté nucléaire repose sur les principes suivants :

- la responsabilité première de l'exploitant d'une installation nucléaire,
- l'indépendance de l'autorité chargée du contrôle et sa transparence vis-à-vis du public,
- l'amélioration continue de la sûreté nucléaire.

La mise en œuvre de cette politique a conduit à :

- la fusion des deux organismes qui assuraient le contrôle réglementaire de la sûreté nucléaire et de la radioprotection : ceci a été accompli lors de la création en 2002 de la Direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection (DGSNR), précurseur de l'ASN ;
- l'indépendance de l'autorité de contrôle vis-à-vis du gouvernement et des organismes de promotion de l'énergie nucléaire : ceci a été accompli lors de la création en 2006 de l'ASN comme autorité administrative indépendante ;
- la mise en place d'un régime particulier et intégré du contrôle des Installations nucléaires de base (INB), alignant la protection de l'environnement des INB avec les dispositions en vigueur pour les Installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE) : ceci a été effectué par la loi « Transparence et sécurité nucléaire » (TSN) en 2006 ;
- la séparation jusqu'à la fin de l'année 2024 du contrôle réglementaire confié à l'ASN dans le domaine civil et de l'expertise confiée principalement à l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) ;
- l'information et la transparence vis-à-vis du public : ceci s'est traduit notamment par la mise en place des Commissions locales d'information (CLI) et du Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire (HCTISN) ;
- l'examen régulier par les pairs des pratiques de contrôle : ceci a été mis en œuvre dès 2006 par l'accueil de la première mission IRRS dite « full scope », puis réalisé en application de la Directive 2014/85/71/Euratom modifiant la directive 2009/71 ;
- la création de l'ASNR au 1<sup>er</sup> janvier 2025, regroupant l'ASN et la majeure partie de l'IRSN, dans le cadre de la relance du nucléaire en France afin de maintenir l'excellence du contrôle en sûreté et en radioprotection dans ce contexte de charge de travail importante. L'ASNR est une autorité administrative indépendante. La loi précise que l'ASNR doit mettre en place des dispositions de nature à garantir la distinction entre, d'une part, les activités d'expertise et, d'autre part, les activités de préparation ou de prise de décision.



### 3. Politique énergétique

Afin de répondre aux défis climatiques et énergétiques majeurs auxquels elle devra faire face dans les décennies à venir, la France a défini des objectifs nationaux ambitieux à moyen et long terme pour sa transition énergétique. Ils se déclinent à travers la loi de transition énergétique pour la croissance verte publiée en 2015, complétée par la loi énergie climat, publiée en 2019, avec pour objectifs principaux de fermer les centrales à charbon, diminuer les émissions de gaz à effet de serre et atteindre la neutralité carbone d'ici 2050.

Des documents complémentaires, régulièrement mis à jour, formalisent la stratégie française en matière d'énergie et de climat :

- d'une part, la programmation pluriannuelle de l'énergie (PPE) met en œuvre les objectifs politiques de la France en matière d'énergie, dans des feuilles de route opérationnelles pour toutes les sources d'énergie ;
- d'autre part, la stratégie nationale bas carbone (SNBC) définit une feuille de route concernant le pilotage de la politique d'atténuation du changement climatique de la France, en fournissant des orientations pour sa transition dans tous les secteurs d'activité.

Le Président de la République a annoncé en novembre 2021 et février 2022, en complément de la poursuite du développement massif de sources d'énergie renouvelables, l'engagement d'un nouveau programme de construction de réacteurs nucléaires, pour garantir l'indépendance énergétique de la France et atteindre la neutralité carbone en 2050.

En 2024, la PPE n°3 (couvrant les périodes 2025-2030 et 2031-2035) a été mise en consultation. Elle fixe des objectifs plus ambitieux que la précédente en matière de production d'énergie décarbonée et, en ce qui concerne la relance de la filière nucléaire, prévoit les objectifs suivants :

- suppression de l'objectif de fermeture de réacteurs nucléaires avant leur fin de vie et poursuite de l'exploitation des réacteurs électronucléaires existants en prenant en compte les meilleures pratiques internationales, pour leur permettre de fonctionner après 50 ans ou 60 ans d'exploitation, dans le respect de toutes les exigences applicables en matière de sûreté nucléaire ;
- engagement du programme de travaux, porté par EDF, visant à augmenter la puissance disponible (uprating) et la production annuelle des réacteurs existants, grâce, par exemple, à l'optimisation ou au remplacement de certaines pièces, dans le respect de toutes les exigences applicables en matière de sûreté nucléaire ;
- confirmation du programme de construction de 6 réacteurs nucléaires de type EPR2, porté par EDF, dans la perspective d'une décision finale d'investissement par le Conseil d'administration d'EDF en vue de son lancement au plus tard durant l'année 2026 ;
- poursuite de l'étude d'un éventuel second palier d'au moins 13 GWe, correspondant à la capacité de 8 EPR2 dans leur conception actuelle ;
- soutien au projet Nuward, porté par EDF, de développement d'un modèle de petit réacteur modulaire ;
- soutien à l'innovation de rupture à travers le plan France 2030, en visant une décision de lancement d'au moins un prototype de petit réacteur nucléaire innovant à l'horizon de l'année 2030 ;
- confirmation de la stratégie française de traitement et de valorisation des combustibles nucléaires usés et, dans cette perspective, poursuite des travaux en vue de renouveler les installations industrielles qui permettent sa mise en œuvre, en vue d'une prise de décision d'ici fin 2026, tout en veillant à prendre les mesures permettant d'assurer l'adéquation aux besoins des infrastructures existantes d'ici 2035 et au-delà.

## B. RÉSUMÉ

### 4. Résumé

#### 4.1. Faits marquants depuis la réunion d'examen conjointe des 8<sup>e</sup> et 9<sup>e</sup> cycles

##### 4.1.1. Création de l'ASNR

Dans le contexte de la relance du nucléaire en France, le Parlement français a adopté, sur proposition du gouvernement, la loi n°2024-450 du 21 mai 2024 relative à l'organisation de la gouvernance de la sûreté nucléaire et de la radioprotection pour répondre au défi de la relance de la filière nucléaire.

Cette loi a conduit, au 1<sup>er</sup> janvier 2025, à la fusion de l'ASN et de l'IRSN, donnant ainsi naissance à l'Autorité de Sûreté Nucléaire et de Radioprotection (ASNR). L'étude d'impact du projet de loi précise les objectifs et exigences liés à la création de l'ASNR, qui constitue un changement organisationnel majeur et dont l'ambition est de répondre aux enjeux suivants :

- l'amélioration de l'efficacité des procédures en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection,
- l'indépendance de l'Autorité vis-à-vis des exploitants nucléaires et du Gouvernement,
- la transparence renforcée vis-à-vis du public,
- l'attractivité des métiers pour garantir à l'autorité chargée du contrôle de la sûreté et de la radioprotection de bénéficier de compétences et d'expertises d'excellence.

L'ASNR ainsi créée assure, au nom de l'État, le contrôle des activités nucléaires civiles en France et remplit des missions d'expertise, de recherche, de formation et d'information des publics.

En tant qu'Autorité administrative indépendante, l'ASNR est dirigée par un collège de cinq commissaires qui définit la politique générale de l'Autorité en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection, dans toutes les missions qui sont les siennes : recherche, expertise, réglementation et contrôle. Elle est chargée de conseiller les autorités sur les actions de protection de la population en situation d'urgence. Elle contribue au développement d'une culture de la radioprotection chez les citoyens. Elle assure aussi, dans ses domaines de compétence, une mission en matière d'information et de dialogue avec les parties prenantes et le public.

L'ASNR ainsi constituée regroupe donc les fonctions de régulateur des installations et activités nucléaires, celles de TSO avec l'ensemble des missions d'expertise en sûreté nucléaire et en radioprotection que cela implique, et est un acteur majeur dans le domaine la recherche. Dans le domaine international, l'ASNR poursuit l'ensemble des activités qui existaient à l'ASN et à l'IRSN (relations avec les autres autorités, participation à WENRA, à ETSON, participation aux activités de l'AIEA, de l'OCDE/AEN, projets de recherche dans le cadre européen...).

Voir Article 8 (§ 8.1).

##### 4.1.2. Mise en service de l'EPR de Flamanville

EDF a adressé en 2015 la demande d'autorisation de mise en service de l'EPR de Flamanville, accompagnée du dossier qui a fait l'objet de différentes mises à jour.

L'ASN a autorisé, par décision du 7 mai 2024, la mise en service du réacteur. Cette autorisation a permis à EDF de charger le combustible nucléaire dans le cœur du réacteur et de procéder aux essais de démarrage puis à l'exploitation du réacteur. Le chargement du cœur s'est déroulé du 8 au 15 mai 2024.

Le lundi 2 septembre 2024, l'Autorité de sûreté nucléaire a donné son accord à EDF pour procéder aux opérations de divergence. Les équipes de la centrale ont réalisé les activités nécessaires à la première réaction nucléaire dans le cœur. La première divergence a eu lieu le 3 septembre à 15h54.

L'EPR de Flamanville s'est connecté au réseau électrique national pour la première fois le 21 décembre 2024.

La montée en puissance du réacteur a été réalisée par paliers successifs : les opérations de démarrage comprennent en effet de très nombreux essais réalisés à différents niveaux de puissance, qui permettent de s'assurer des performances et du comportement des systèmes.

Différents événements sont survenus durant le démarrage de l'EPR, qui ont fait l'objet d'actions correctives de l'exploitant.

Voir Article 19 (§ 19.1.2 et Focus n°21).

#### **4.1.3. Quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe : une décision pour la sûreté prise en associant les citoyens**

##### ***La décision de l'ASNR sur la poursuite de fonctionnement des réacteurs de 1300 MWe au-delà de 40 ans***

L'ASNR a pris position le 1<sup>er</sup> juillet 2025 sur la poursuite de fonctionnement des réacteurs de 1300 MWe au-delà de 40 ans. Cette position de l'ASNR conclut la phase générique de leur 4<sup>ème</sup> réexamen périodique, pour lequel des objectifs ambitieux ont été retenus au regard des objectifs de sûreté fixés pour les réacteurs de troisième génération, notamment l'EPR. A ce titre, EDF étend la démonstration de sûreté à la prévention et à la mitigation des accidents graves, y compris en cas de situation extrême au-delà du dimensionnement et met en œuvre des modifications majeures.

Dans sa position, l'ASNR a souligné l'ampleur des études menées par EDF durant la phase générique. Ces études ont conduit EDF à identifier de nombreuses modifications des installations qui amélioreront la sûreté. Les prescriptions de l'ASNR encadrent le déploiement des modifications les plus importantes en matière de sûreté. L'implémentation des modifications débutera lors la quatrième visite décennale du réacteur 1 de la centrale nucléaire de Paluel début 2026.

##### ***Les citoyens impliqués dans la décision de l'ASNR***

Depuis 2019, le public est associé à la préparation de la décision de l'ASNR sur la poursuite du fonctionnement des réacteurs de 1300 MWe après leur 4<sup>ème</sup> réexamen périodique. Les actions menées visent à informer, à faciliter la compréhension des enjeux de sûreté, à expliciter les exigences de l'ASNR associées au réexamen, et à recueillir les attentes et avis des parties prenantes. Différentes phases d'échanges ont eu lieu :

- l'échange sur les orientations retenues pour le réexamen en 2019, organisé avec l'IRSN et l'Anccli ;
- les dialogues techniques menés entre 2022 et 2023, qui ont permis d'impliquer CLI, associations et experts non-institutionnels en vue de la concertation nationale et de favoriser l'accès à l'expertise de l'IRSN. Environ 250 questions ont été soulevées, notamment sur le confinement assuré par les enceintes et les risques d'agressions externes, en particulier au regard du changement climatique ;
- la concertation nationale organisée en 2024 à proximité de sites de réacteurs de 1300 MWe, qui a mobilisé les acteurs locaux lors de réunions ou d'ateliers thématiques. Le public s'est exprimé sur des sujets tels que le vieillissement des installations, les effets du changement climatique, ou encore la comparaison du niveau de sûreté des réacteurs de 1300 MWe avec l'EPR de Flamanville ;

- la consultation publique officielle en ligne en 2025, pour recueillir les avis sur le projet de décision de l'ASNR, accompagné d'un document explicatif afin de rendre plus compréhensibles la nature et les enjeux de la décision, et de prendre en compte les retours de chacun dans cette décision.

Voir Article 6 (§ 6.3).

#### 4.1.4. Perspectives de fonctionnement de réacteurs électronucléaires au-delà de 60 ans

La loi prévoit que l'ASNR prend position, tous les dix ans, à l'issue du réexamen périodique des réacteurs, sur les conditions de poursuite de leur fonctionnement vis-à-vis de la sûreté nucléaire et de la protection de l'environnement. Cependant, ce processus décennal ne permet pas que les enjeux en matière de sûreté nucléaire soient suffisamment anticipés et intégrés dans la politique énergétique. L'ASN a ainsi considéré que les perspectives de poursuite de fonctionnement en toute sûreté des réacteurs actuels d'EDF devaient être anticipées très en amont.

L'ASN a donc demandé en 2023 qu'EDF identifie les facteurs limitatifs du fonctionnement des réacteurs et établisse une feuille de route stratégique et un plan d'action permettant d'acquérir de la visibilité sur les possibilités de poursuite du fonctionnement de réacteurs au-delà de 60 ans en toute sûreté. A cet égard, EDF, l'IRSN et l'ASN ont identifié en 2023 les sujets techniques qui doivent faire l'objet d'analyses particulières, voire de travaux de recherche et développement, pour envisager une poursuite de fonctionnement au-delà de 60 ans. En s'appuyant notamment sur des revues menées avec des experts internationaux, EDF a analysé chaque sujet technique et recensé les travaux à mener dans les prochaines années.

#### 4.1.5. Programmes et actions de la filière industrielle nucléaire pour faire face aux enjeux de ressources et de compétences

La France a mis en œuvre des dispositions permettant d'identifier et quantifier les besoins en ressources humaines et les métiers en tension de la filière nucléaire, et des solutions concrètes pour y répondre en pilotant le plan d'action compétences de la filière, en vue d'assurer l'adéquation entre l'offre de formation et les besoins identifiés.

Mis en place et piloté par le GIFEN<sup>1</sup>, le programme MATCH a pour objectif de doter la filière d'un outil structuré, dynamique et collaboratif pour prévoir ses besoins en compétences et en ressources industrielles, et pour orienter les actions nécessaires à l'adéquation de ses capacités. Il prend en compte la situation actuelle de la filière et des projets d'ores et déjà lancés en France et à l'international comme le grand carénage, la préparation du programme EPR2, le projet CIGEO, l'extension de l'usine d'enrichissement etc.

Le programme MATCH a permis d'identifier les besoins de la filière nucléaire à 10 ans, couvrant les enjeux de ressources humaines et industrielles sur 20 segments d'activités opérationnelles comme l'ingénierie, le génie civil, les essais et contrôles, la chaudronnerie-tuyauterie-soudage et environ 80 métiers significatifs. Le programme a également permis d'élaborer des plans d'action pour préparer l'avenir de la filière. Ses premiers résultats montrent un besoin de l'ordre de 10 000 recrutements par an dans la filière d'ici 2033, principalement portés par les fournisseurs.

<sup>1</sup> Le Groupement des industriels français de l'énergie nucléaire (GIFEN), créé en 2018, est le syndicat professionnel national de la filière nucléaire. Le GIFEN apporte une structure et une gouvernance adaptées pour conduire les actions nécessaires à l'efficacité et à la mobilisation collectives de la filière nucléaire. Il fédère, avec plus de 400 adhérents, entreprises et organisations professionnelles, l'ensemble des acteurs de la filière nucléaire.

L'Université des Métiers du Nucléaire (UMN), créée en avril 2021 à l'initiative de la filière nucléaire française et d'autres acteurs, avec le soutien de l'État, a pour mission de construire une démarche collective nationale et locale pour fédérer les acteurs de la filière nucléaire, de la formation et de l'emploi. Elle pilote le plan d'action compétences de la filière nucléaire développé pour répondre aux besoins de recrutement identifiés par le programme MATCH. Le plan d'action compétences a été structuré en 7 leviers et 30 actions : il comprend des actions pour le renforcement de l'attractivité de la filière, l'élargissement du sourcing, l'adaptation de l'offre de formation initiale, la promotion de l'alternance et le renforcement des capacités d'intégration des entreprises.

#### 4.1.6. Développement d'inspections dédiées aux chaînes d'approvisionnement

La maîtrise de la chaîne d'approvisionnement constitue un enjeu majeur pour la sûreté des installations nucléaires en fonctionnement, comme pour celles en projet. Exploitants, fournisseurs et sous-traitants : la qualité des matériels importants pour la sûreté des installations est l'affaire de tous et la responsabilité de chacun.

L'ASNR a renforcé son activité de contrôle de la chaîne d'approvisionnement des équipements importants pour la sûreté des centrales nucléaires. Dans le cadre de ces contrôles, l'ASNR examine le respect des exigences réglementaires liées aux activités importantes (AIP) pour les opérations de fabrication, la capacité des fournisseurs à fabriquer des équipements répondant aux exigences de sûreté et la prévention du risque de fraude. Lors de ces inspections, l'ASNR contrôle également la surveillance réalisée par EDF de ses fournisseurs et de leurs sous-traitants. Des inspections sont aussi menées au sein des différents services d'ingénierie d'EDF pour s'assurer de la surveillance des prestataires impliqués dans les études de conception.

En complément, l'ASNR mène des actions de sensibilisation auprès des fournisseurs, notamment par la publication d'un guide spécifique à vocation pédagogique, destiné aux fournisseurs du secteur nucléaire. Ce guide précise les piliers d'une chaîne d'approvisionnement robuste pour les matériels qui jouent un rôle essentiel pour prévenir, détecter ou limiter les conséquences d'un accident sur une installation nucléaire. L'objectif est de rendre plus facilement compréhensibles les objectifs et exigences réglementaires portant sur la conception et la fabrication des matériels destinés aux installations nucléaires.

Par ailleurs, des inspections ciblées sur les risques de contrefaçon, substitution frauduleuse et falsification de documents (CFSI) ont été mises en place :

- dans les services centraux afin d'évaluer comment la prévention du risque de fraude est intégrée dans les politiques d'achat et dans les relations avec les fournisseurs, et de suivre le traitement de cas avérés ;
- sur les sites nucléaires en intégrant un volet de recherche approfondie de preuves dans la réalisation d'activités,
- chez les fournisseurs afin d'aborder le risque de fraude dans la chaîne de sous-traitance dans l'objectif de sensibiliser aux risques de fraude.

Enfin, l'ASNR partage son expérience sur les cas de CFSI et les méthodes d'inspections déployées, notamment lors des réunions bilatérales avec ses homologues étrangères ainsi que dans le cadre de groupes de travail internationaux.

Voir Article 13 (§ 13.4.3 et Focus 12 et 13).

#### 4.1.7. Mise en place d'un cadre d'instruction spécifique pour les petits réacteurs modulaires

Plusieurs projets de petits réacteurs modulaires sont en cours de développement dans le monde. Il s'agit de réacteurs d'une puissance inférieure à 300 MWe, qui seront principalement fabriqués en usine. Ils utilisent des technologies variées : celle des réacteurs à eau ou des technologies avancées (réacteurs à gaz à haute température, à sels fondus, à neutrons rapides, etc.).

En France, le Gouvernement a lancé en mars 2022 un programme d'appel à projets de réacteurs nucléaires innovants visant à faire émerger un nouvel écosystème de start-ups nucléaires, complémentaires avec les champions historiques du secteur. C'est dans ce contexte que sont apparues en France en 2022 et 2023 une dizaine de nouvelles sociétés porteuses de projets de petits réacteurs modulaires.

Afin de se préparer au mieux à d'éventuelles demandes d'autorisation de création de ces projets de réacteurs innovants, l'ASNR a mis en place un cadre spécifique d'instruction en quatre phases afin de mobiliser des ressources proportionnées au niveau de maturité de chaque projet.

##### ● Phase 1 : Suivi prospectif

Au cours d'une première réunion, le porteur de projet est invité à présenter :

- les grandes caractéristiques de son projet de réacteur (technologie, puissance, forme d'énergie délivrée, amont et aval du cycle du combustible, ...),
- l'état d'avancement de la conception du réacteur et de sa démonstration de sûreté,
- le calendrier de développement de son projet,
- les capacités techniques et financières actuelles de la société porteuse du projet, ainsi que son plan de croissance (appels de fonds et croissance des effectifs).

A l'issue de ce contact prospectif, l'ASNR apprécie la maturité de l'ensemble du projet au regard des trois éléments suivants :

1. Maturité minimale du projet technique : le porteur de projet dispose d'une première esquisse conceptuelle complète et stabilisée de son projet ;
2. Capacité du porteur de projet à engager des échanges techniques : le porteur de projet dispose en propre d'une équipe technique suffisante pour pouvoir engager des échanges techniques avec l'ASNR sur l'ensemble des thèmes techniques associés à la démonstration de la sûreté de son réacteur ;
3. Pérennité financière minimale du porteur de projet : la société porteuse du projet dispose de garanties financières suffisantes pour assurer son développement à moyen terme.

Dans le cas où la maturité d'ensemble n'apparaît pas suffisante pour engager une revue préparatoire, le porteur du projet est invité à poursuivre son développement avant de reprendre contact avec l'ASNR.

##### ● Phase 2 : Revue préparatoire du projet

Lorsque la maturité du projet répond aux trois critères précédents, un cycle de réunions thématiques d'échange est mis en place.

Ce cycle de réunions vise à permettre à l'ASNR de disposer d'une vision d'ensemble du projet, de comprendre ses choix de conception, de faire un point sur l'état des connaissances disponibles ou à acquérir, et d'appréhender les principales orientations de sûreté sur lesquelles le porteur de projet compte s'appuyer pour établir et justifier sa démonstration de sûreté.

Un séminaire de synthèse peut être organisé pour clôturer ce cycle de réunions.

Cette phase ne constitue qu'un échange d'informations préparatoire à de futures instructions. Aucun avis ni décision n'est établi sur le projet à ce stade par l'ASNR.

- Phase 3 : une pré-instruction des options de sûreté structurantes du projet

Avant de finaliser la conception détaillée de son réacteur, le porteur de projet a ensuite la possibilité de demander à l'ASNR, au titre de l'article R. 593-14 du code de l'environnement, un avis officiel et public sur une partie des éléments structurants de son projet préalablement à l'engagement d'une procédure d'autorisation de création.

Dans le cadre de projets de réacteurs innovants, l'ASNR recommande aux porteurs de projets de recourir à cette phase de pré-instruction qui permet d'engager de premières expertises techniques et de disposer de positions sur une liste concertée de sujets identifiés à enjeu à l'issue de la phase de revue préparatoire.

- Phase 4 : l'instruction de la demande d'autorisation de création

Enfin, une fois que la conception détaillée du projet de réacteur est prête, le dépôt d'une demande d'autorisation de création peut être envisagé.

Cette phase constitue une nouvelle montée en puissance de l'engagement des ressources de l'ASNR car, outre l'évaluation technique complète du projet, intervient également une évaluation des caractéristiques du site d'implantation et la réalisation d'un programme d'inspections du pétitionnaire, qui acquiert de facto le statut d'exploitant. Il s'agit notamment de contrôler son système de management et sa capacité à maîtriser sa sous-traitance.

#### 4.1.8. Joint Early Review sur le projet NUWARD

En septembre 2023, les autorités de sûreté nucléaire de France (ASN), de Tchéquie (SÚJB) et de Finlande (STUK) avaient partagé les conclusions de la première phase de la Joint Early Review (JER) du SMR de Nuward dans un rapport public.

Compte tenu des résultats très positifs, il a été convenu, dans une seconde phase (JER phase 2) non seulement de poursuivre l'initiative, mais également d'en élargir la composition. Trois autorités de sûreté nucléaire supplémentaires ont ainsi rejoint l'initiative pour cette deuxième phase : l'autorité de sûreté nucléaire de Suède (SSM), des Pays-Bas (ANVS) et de Pologne (PAA).

Les objectifs de la phase 2 sont similaires à ceux de la phase 1, à savoir permettre aux régulateurs :

- de se familiariser avec la conception d'un SMR et d'identifier les défis potentiels qu'il soulève avant le début de leur processus d'autorisation respectif,
- de partager leurs attentes, leurs connaissances et leurs pratiques sur les sujets identifiés,
- d'accroître la connaissance des pratiques et des attentes en matière de réglementation,
- de fournir au concepteur un retour d'information précoce sur la conception et les éventuels défis réglementaires associés.

Les six régulateurs font tous partie de l'Union européenne et sont membres de WENRA. Par conséquent, leurs cadres réglementaires sont très similaires : ainsi, la phase 2 de la JER n'a mis en évidence que très peu de divergences et de contradictions entre les pays, qui découlent en majorité de différences d'interprétation des exigences réglementaires, et par conséquent, des attentes des régulateurs.

La JER phase 2 a aussi mis en évidence des sujets qui gagneraient à être discutés dans des forums internationaux afin de disposer d'une vision à l'échelle mondiale.



#### 4.1.9. Enjeux de sûreté et environnementaux liés au dérèglement climatique

Le dérèglement climatique est un enjeu important pour la sûreté des installations nucléaires et constitue à ce titre en France une thématique majeure dans les réexamens périodiques des réacteurs, à l'occasion desquels les projections du Groupe d'experts intergouvernemental sur l'évolution du climat (GIEC) sont prises en compte systématiquement.

Dans le cadre de ces réexamens, sont réévalués la maîtrise des risques liés aux agressions naturelles (telles que la montée du niveau de la mer ou les canicules) et la limitation de l'impact environnemental des installations, notamment en matière de rejets thermiques ainsi que de prélèvements et de consommation d'eau.

Dans ce contexte, les projections du GIEC constituent des données essentielles. Elles permettent d'anticiper notamment l'évolution des températures maximales, ainsi que l'élévation du niveau marin.

EDF a mis en place une démarche de veille climatique avec la même périodicité que la publication des rapports du GIEC. Cette démarche comprend, outre la collecte de données sur les aléas pour la définition du référentiel des agressions climatiques, une approche pour s'assurer, en cas d'événement climatique majeur, de la validité des projections retenues (une analyse approfondie étant déclenchée lorsqu'un événement climatique dépasse certains critères).

Par ailleurs, les données du GIEC sont également utilisées pour évaluer les étiages des fleuves en été. La diminution du niveau et du débit des cours d'eau peut en effet entraver la dispersion des effluents liquides, chimiques et radiologiques, issus des réacteurs nucléaires. Enfin, le changement climatique est susceptible de modifier les écosystèmes aquatiques (biotopes), entraînant un risque accru de prolifération d'organismes colmatants dans les sources froides.

En complément de la démarche de prise en compte du changement climatique au sein du processus de réexamen périodique, le groupe EDF a développé une approche systémique et évolutive pour assurer la résilience des installations de production d'électricité aux enjeux climatiques. Cette approche, incarnée par le projet « ADAPT », englobe l'ensemble des composantes (immobilier, logistique, technique ou humaine) jouant un rôle dans la production d'électricité d'une installation nucléaire, par exemple la ressource en eau au niveau des sites de production (débits des rivières, niveau de la mer, qualité de l'eau, consommation d'eau, etc). Grâce à des méthodes d'analyse spécifiques, le projet ADAPT permet de quantifier les conséquences du changement climatique à l'échelle de chaque site et selon différents horizons temporels (par exemple : 2050, 2070, 2100) et d'identifier des solutions d'adaptation au changement climatique.

Le groupe EDF mobilise l'expertise du service climatique de sa division de R&D pour comprendre les multiples dimensions du changement climatique (e.g. veille scientifique, récupération des projections climatiques ayant servi à l'élaboration des rapports du GIEC, partenariats académiques, etc.).

Enfin, sous l'impulsion de l'ASN et de l'ONR, un groupe d'échanges entre autorités de sûreté nucléaire (ASNR, ONR, ANVS, AFCN et STUK) a été constitué afin de partager les approches nationales relatives au changement climatique, qu'il s'agisse des cadres réglementaires, des pratiques d'inspections ou de la définition des scénarios de référence.



## 4.2. Principaux événements significatifs relatifs à la sûreté depuis la réunion d'examen conjointe des 8<sup>e</sup> et 9<sup>e</sup> cycles

### *Défauts de corrosion sous contrainte*

A l'automne 2021, des contrôles ont révélé des défauts de corrosion sous contrainte (CSC) sur des soudures des lignes d'injection de sécurité, en acier inoxydable, du réacteur 1 de la centrale nucléaire de Civaux (palier N4), entre le circuit primaire principal et le premier organe d'isolement.

La CSC, non attendue dans ce matériau à ces endroits, est susceptible de conduire, en cas de sollicitation mécanique importante, à la rupture des circuits des lignes d'injection de sécurité qui ont pour mission d'assurer le refroidissement du combustible en situation accidentelle.

Compte tenu des résultats des contrôles réalisés sur ce réacteur, EDF a engagé un programme approfondi de contrôle et d'expertise sur l'ensemble de ses réacteurs en exploitation. Ce programme ainsi que les différentes analyses menées en parallèle ont permis d'identifier plusieurs facteurs influençant l'apparition de la CSC, notamment la géométrie des tuyauteries, les contraintes thermomécaniques, les conditions de réparation de soudures lors de la fabrication et potentiellement le taux d'oxygène dans l'écoulement. Les réacteurs de type N4 (réacteurs de 1450 MWe) et P'4 (c'est-à-dire les réacteurs de 1300 MWe les plus récents) se sont révélés particulièrement sensibles.

Cette analyse a conduit à l'élaboration d'une stratégie priorisée de contrôle et de réparation à l'échelle du parc. EDF a également développé et mis en œuvre de nouveaux procédés de contrôle par ultrasons plus performants, permettant de détecter et caractériser les défauts en évitant toute découpe de ligne non affectée ou qui présente des fissures suffisamment petites pour être laissées en service. Enfin, EDF a mis en œuvre un programme de contrôle par sondage des soudures des autres tuyauteries en acier inoxydable de circuits auxiliaires connectés au circuit primaire des réacteurs, afin de vérifier l'absence de corrosion sous contrainte de ces tuyauteries.

Des contrôles réalisés en 2025 sur les soudures de tronçons du circuit de refroidissement à l'arrêt du réacteur 2 de la centrale nucléaire de Civaux, qui avaient été remplacés en 2022, ont conduit à la détection de deux indications. EDF a fait le choix de prélever ces soudures afin de réaliser des expertises, d'approfondir ses connaissances et d'alimenter ses travaux de R&D. Les expertises menées en laboratoire d'analyse ont montré la présence d'une fissure de corrosion sous contrainte sur l'une de ces deux soudures et d'une fissure de fatigue thermique sur l'autre. Les deux fissures sont de faible profondeur et ne remettaient pas en cause la tenue des tuyauteries concernées.

Les investigations se poursuivent pour connaître la raison de la présence de ces défauts sur un tronçon réparé. Elles permettront de statuer sur d'éventuels besoins de révision de la stratégie de suivi en service des tuyauteries remplacées mise en œuvre à l'échelle du parc de réacteurs d'EDF, notamment en matière de définition des soudures devant faire l'objet de contrôles périodiques, de périodicité et de types de contrôles à réaliser. A ce stade, les contrôles réalisés par EDF sur les tronçons de tuyauterie installés depuis 2022 dans le cadre des remplacements des tuyauteries sensibles à la CSC n'ont mis en évidence que ces deux fissures, alors que plusieurs centaines de contrôles ont été réalisés.

Voir Article 6 (Focus n°1 et Focus n°2).

## 4.3. Revues internationales par les pairs

La France accueille et participe régulièrement à des revues internationales, notamment sous l'égide de l'AIEA ou de la Commission européenne.

### 4.3.1. Revues coordonnées par l'AIEA

#### *Integrated Regulatory Review Service (IRRS)*

L'ASNR soutient les missions de revues par les pairs en favorisant leur accueil en France.

Ainsi, après une première mission et une mission de suivi qui se sont déroulées respectivement en 2006 et en 2009, l'ASN a accueilli la 2<sup>ème</sup> mission IRRS dite « full scope » en 2014, à l'issue de laquelle 46 recommandations et suggestions avaient été émises par l'équipe d'auditeurs. Un plan d'actions a été élaboré par l'ASN pour répondre à ces recommandations et suggestions et prendre les mesures appropriées. Durant la mission de suivi qui s'est tenue du 1<sup>er</sup> au 9 octobre 2017, 40 recommandations ont été closes ou sont considérées comme telles « sous condition de mise en œuvre des actions en cours de réalisation ». Le rapport de cette mission, à l'instar des précédents, a été mis en ligne sur le site de l'ASN en mars 2017.

La 3<sup>ème</sup> mission IRRS « full scope » était initialement prévue en mars 2024. Toutefois, la France a informé, en septembre 2023, l'AIEA de son intention de reporter, de deux à trois ans, la mission en raison des travaux législatifs alors en cours concernant l'évolution de l'organisation du contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en France. En effet, le maintien de la mission en 2024 comportait le risque, si le rapprochement de l'ASN et l'IRSN était confirmé par le Parlement, de rendre caduques certaines parties de l'évaluation, notamment celles relatives à l'organisation du contrôle et au système de management, ainsi que le plan d'action préparé lors de l'auto-évaluation. Enfin, l'examen d'un système amené à évoluer à court terme était aussi de nature à susciter des incompréhensions de l'équipe de revue. La 3<sup>ème</sup> mission IRRS « full scope » est prévue en 2027.

L'ASNR soutient également les missions de revues par les pairs en participant à des missions IRRS dans des pays étrangers. Sur la période 2023-25, 11 personnes de l'Autorité ont participé à 15 missions IRRS, en tant qu'experts, deputy Team Leader ou Team Leader.

#### *Operational Safety Review Team (OSART)*

La France demande régulièrement à l'AIEA d'effectuer des missions OSART (Operational Safety Review Team) d'évaluation de la sûreté en exploitation : en moyenne, une mission OSART est organisée en France chaque année. L'ensemble du parc nucléaire français a déjà fait l'objet d'au moins une mission OSART.

Depuis la réunion d'examen conjointe des 8<sup>e</sup> et 9<sup>e</sup> cycles, se sont déroulées les missions OSART suivantes :

- en 2023 sur, le site de Penly (OSART), de Paluel (Follow Up) et de Belleville (Follow Up),
- en 2024, sur le site de Nogent (OSART),
- en 2025, sur le site de Tricastin (Follow Up).

Deux missions OSART sont aussi prévues en 2025 (après l'émission de ce rapport) : une sur le site de Chinon en octobre 2025, l'autre sur le site de Penly (Follow Up) en novembre 2025.

La prise en compte des recommandations des revues OSART est pilotée au sein des plans d'amélioration d'EDF.

### 4.3.2. Revues coordonnées par la Commission européenne

#### *Revue thématique européenne (TPR)*

La directive 2014/87/Euratom du Conseil du 8 juillet 2014, modifiant la directive 2009/71/Euratom établissant un cadre communautaire pour la sûreté nucléaire des installations nucléaires, instaure une évaluation par les pairs, tous les six ans, d'un aspect technique lié à la sûreté des installations nucléaires.

La deuxième revue, qui s'est déroulée principalement en 2024, a porté sur la protection des installations nucléaires contre le risque lié à l'incendie. Les modalités de cette revue, qui portait sur l'ensemble des installations nucléaires relevant de la directive sûreté, ont été définies par le groupe ENSREG (European Nuclear Safety Regulators Group) avec le soutien de WENRA. Les objectifs de cette revue thématique étaient de :

- permettre aux États participants d'examiner leurs dispositions en matière de protection incendie, afin d'identifier leurs forces et leurs faiblesses;
- réaliser un examen par les pairs au niveau européen afin de partager les expériences et d'identifier les défis communs au niveau de l'Union Européenne, les bonnes pratiques, les points forts et les points à améliorer ;
- fournir aux États participants un cadre ouvert et transparent pour développer des mesures de d'amélioration au regard des conclusions de la revue.

L'ASN a assuré la présidence des travaux relatifs au deuxième examen thématique par les pairs (TPR ENSREG) et a mobilisé quatre experts du risque incendie pour la revue des rapports nationaux des 22 pays participants.

Dans le cadre de cette revue, un rapport d'auto-évaluation a été établi en octobre 2023 par l'ASN, avec des contributions des exploitants. Dans son rapport, l'ASN conclut que « *le niveau de protection des installations nucléaires françaises contre le risque lié à l'incendie est globalement satisfaisant. La diversité des installations et des contraintes qui leur sont propres conduit cependant l'ASN à identifier des points de vigilance spécifiques qui nécessitent un suivi régulier* ».

Pour les installations nucléaires française, la revue par les pairs a conduit à la définition de sept « bonnes performances » et de deux « actions d'amélioration » concernant les usines du cycle. Ces actions d'amélioration seront intégrées dans le plan d'action national soumis à l'ENSREG.

### 4.3.3. Autres revues

#### Revue WANO

La performance de sûreté des centrales électronucléaires du parc est évaluée par l'association mondiale des exploitants nucléaires (WANO) à travers des revues par les pairs. Ces revues sont menées conjointement par WANO et par l'Inspection Nucléaire (Filière Indépendante de Sûreté d'EDF DPN). La prise en compte de leurs recommandations est pilotée au sein de plans d'amélioration.

## 4.4. Conclusions de la réunion d'examen conjointe des 8<sup>e</sup> et 9<sup>e</sup> cycles

A l'issue de la réunion d'examen conjointe des 8<sup>e</sup> et 9<sup>e</sup> cycles de la Convention, ont été identifiés des enjeux, d'une part des enjeux spécifiques à chaque Partie contractante, d'autre part des enjeux communs à l'ensemble des Parties contractantes.

### 4.4.1. Enjeux identifiés pour la France

Les rapports des rapporteurs indiquent les enjeux et suggestions pour chaque Partie contractante, sur lesquels celle-ci doit rapporter à la réunion d'examen suivante. A l'issue de la réunion d'examen conjointe des 8<sup>e</sup> et 9<sup>e</sup> cycles de la Convention, trois enjeux ont été identifiés pour la France. Les actions mises en œuvre pour y répondre sont résumées ci-dessous et détaillées dans le rapport :

### **Mise en service du réacteur EPR de Flamanville 3 – FR-2023-01**

L'ASN a instruit la demande d'autorisation de mise en service du réacteur EPR de Flamanville. En particulier, l'ASN a vérifié que l'installation respecte les objectifs et les règles définis par les articles L. 593-1 à L. 593-6-1 du code de l'environnement et par les textes pris pour leur application.

L'instruction de l'ASN a porté sur la conception, la démonstration de sûreté, l'étude d'impact, les règles générales d'exploitation et le plan d'urgence interne. Cette instruction a été réalisée avec l'appui de l'IRSN.

L'instruction de l'ASN a également pris en compte les résultats des essais réalisés sur le site et le retour d'expérience des réacteurs EPR mis en service à l'étranger. À cette fin, l'ASN a entretenu des relations régulières avec les autorités de sûreté nucléaire finlandaise et chinoise afin de bénéficier de leur expérience en matière de construction, d'essais de démarrage, de préparation à l'exploitation et de fonctionnement des réacteurs EPR.

Par ailleurs, l'ASN a assuré le contrôle de la construction du réacteur EPR de Flamanville. Dans ce cadre, l'ASN a réalisé des inspections sur des activités de réalisation, qui englobent la préparation du site après la délivrance de l'autorisation de création, la fabrication, la construction, la qualification, le montage et les essais des structures, systèmes et composants, sur le chantier ou chez les fabricants. Depuis 2022, le contrôle de l'ASN a principalement porté sur l'achèvement de l'installation, la réalisation des essais et la préparation de l'exploitant. L'ASN a ainsi réalisé environ 600 inspections liées au projet EPR depuis le début du chantier en 2007.

En amont de la mise en service du réacteur EPR de Flamanville, la France a demandé à l'AIEA la réalisation de missions OSART. L'ASN a ainsi analysé les conclusions de ces missions afin notamment d'orienter son contrôle en vue de sa prise de position sur la mise en service du réacteur.

A l'issue de son instruction, l'ASN a autorisé, par décision du 7 mai 2024, la mise en service du réacteur EPR de Flamanville. Cette autorisation a permis à EDF de charger le combustible nucléaire dans le réacteur et de procéder aux essais de démarrage puis à l'exploitation du réacteur. L'ASN a rendu public son [rapport d'instruction](#) lorsqu'elle a délivré l'autorisation de mise en service du réacteur en mai 2024.

Le 2 septembre 2024, l'Autorité de sûreté nucléaire a donné son accord à EDF pour procéder aux opérations de divergence du réacteur de EPR de Flamanville. Les équipes de la centrale ont réalisé les activités nécessaires à la première réaction nucléaire dans le réacteur et la première divergence a eu lieu le 3 septembre à 15h54.

Voir Article 19 (§ 19.1.2 et Focus n°21).

### **Position de l'ASN sur la phase générique du 4<sup>e</sup> réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe – FR-2023-02**

La décision de l'ASNR du 1<sup>er</sup> juillet 2025 relative à la poursuite de fonctionnement des réacteurs de 1300 MWe au-delà de 40 ans conclut la phase générique de leur quatrième réexamen périodique.

Des objectifs ambitieux, identiques à ceux du 4<sup>ème</sup> réexamen de sûreté des réacteurs de 900 MWe, ont été retenus pour ce réexamen périodique et l'ASNR souligne l'ampleur des études menées par EDF durant la phase générique. Ces études ont conduit EDF à identifier de nombreuses modifications des installations qui amélioreront la sûreté.

La décision définit les modalités communes à tous les réacteurs de 1 300 MWe qu'EDF devra respecter pour envisager la poursuite de leur exploitation au-delà de 40 ans. Les prescriptions de l'ASNR encadrent le déploiement des modifications les plus importantes et la réalisation d'études complémentaires afin de garantir

l'atteinte des objectifs fixés. Ce déploiement débutera avec la quatrième visite décennale du réacteur 1 de la centrale nucléaire de Paluel début 2026.

L'ASNR considère que les dispositions prévues par EDF, complétées par les réponses aux prescriptions formulées par l'ASNR, permettront d'atteindre les objectifs du réexamen et de rapprocher le niveau de sûreté des réacteurs de 1300 MWe de celui des réacteurs les plus récents (troisième génération), notamment :

- en vérifiant, sur un large périmètre, la conformité des réacteurs à leur référentiel ;
- en améliorant la prise en compte des « agressions » (séisme, inondation, explosion, incendie, etc.). Les réacteurs pourront également faire face à des agressions plus sévères que celles retenues jusqu'à présent ;
- en limitant les conséquences radiologiques des accidents sans fusion du cœur. Cela permettra de réduire significativement l'occurrence de situations avec mise en œuvre de mesures de protection des populations (mise à l'abri, évacuation, ingestion d'iode) ;
- en améliorant les dispositions prévues pour gérer les situations accidentelles pour les piscines d'entreposage du combustible ;
- en réduisant le risque d'accident avec fusion du cœur et, s'il devait tout de même se produire, les conséquences d'un tel accident. Les dispositions prises permettront ainsi de réduire, de façon notable, les rejets dans l'environnement au cours de ce type d'accident ;
- en identifiant les améliorations permettant pour chaque site la réduction des impacts du fonctionnement normal sur l'environnement.

Comme pour les réacteurs de 900 MWe, l'ASNR demande à EDF de rendre compte annuellement des actions mises en œuvre pour respecter les prescriptions et leurs échéances, ainsi que de sa capacité industrielle et de celle de la filière nucléaire à réaliser dans les délais les modifications des installations. L'ASNR demande que ces éléments soient rendus publics.

La prise de décision de l'ASNR a été précédée d'une phase de concertation publique sur les conditions de poursuite d'exploitation des réacteurs de 1300 MWe après leurs 40 ans. Cette concertation publique a été menée sous l'égide du Haut Comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire (HCTISN) et avec le support de garants de la Commission nationale du débat public (CNDP).

### ***Examen de la demande d'autorisation de construction des réacteurs EPR2 de Penly – FR-2023-03***

EDF a engagé un programme de construction de réacteurs de type EPR2 en France.

L'EPR2 est un nouveau modèle de réacteur à eau sous pression, qui a pour ambition d'intégrer le retour d'expérience issu de la conception, de la construction et de la mise en service des réacteurs EPR, ainsi que le retour d'expérience issu de l'exploitation des réacteurs existants. Comme les réacteurs EPR, il vise à répondre aux objectifs généraux de sûreté des réacteurs de troisième génération. Par ailleurs, il a vocation à intégrer, dès sa conception, l'ensemble des enseignements tirés de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima. Cela se traduit, en particulier, par un renforcement de la conception vis-à-vis des agressions naturelles externes

et par un accroissement de l'autonomie de l'installation et du site en situation accidentelle (avec ou sans fusion du cœur) avant l'intervention de moyens extérieurs au site.

Une première paire de réacteurs est prévue sur le site de Penly en Seine-Maritime. Dans cette perspective, un débat public a été organisé du 27 octobre 2022 au 27 février 2023. A la suite de ce débat, EDF a déposé, fin juin 2023, une demande d'autorisation de création d'INB auprès de la ministre chargée de la sûreté nucléaire.

Comme le prévoit l'article L. 592-29 du code de l'environnement, la ministre chargée de la sûreté nucléaire a saisi l'ASN pour qu'elle procède à l'instruction technique de la demande d'autorisation de création des deux réacteurs EPR2 du site de Penly. Dans le cadre de son instruction, l'ASN a notamment fait part à EDF de ses demandes sur :

- la démarche d'étude des accidents, avec ou sans fusion de combustible,
- sur les référentiels de prise en compte des agressions d'origine interne,
- la démarche de classement retenue pour déterminer les exigences applicables aux SSC assurant une fonction nécessaire à la démonstration de sûreté nucléaire.

L'ASN a réalisé les instructions relatives au contrôle de la conception des équipements destinés à constituer la chaudière de ces réacteurs et de leur fabrication. A la suite de son instruction, l'ASN a donné son accord au démarrage de la fabrication de certains équipements, comme la cuve et les générateurs de vapeur. L'ASN réalise des contrôles de la fabrication de ces équipements afin de vérifier que les procédés de fabrication retenus présentent des garanties suffisantes pour produire des matériaux répondant au niveau de qualité visé.

L'ASN a également engagé le contrôle de la chaîne d'approvisionnement des autres matériels importants pour la sûreté afin d'évaluer la maîtrise des activités de fabrication par les fournisseurs et la surveillance exercée par EDF sur ces derniers.

En complément de l'instruction technique du dossier de demande d'autorisation de création, l'ASN a engagé une démarche de contrôle de l'organisation mise en place par EDF pour conduire son projet. L'objectif de cette démarche est de vérifier que les exigences liées à la protection des personnes et de l'environnement auxquelles doivent répondre les réacteurs EPR2 sont prises en compte de manière appropriée au cours des phases de conception puis de construction de ces réacteurs.

Voir Article 7 (Focus n°8) et Article 14 (§ 14.1.2.1 et § 14.1.3.1).

#### 4.4.2. Enjeux communs à l'ensemble des Parties contractantes

Huits sujets ont été identifiés comme enjeux pour l'ensemble des Parties contractantes à la Convention.

##### ***Gestion des circonstances extraordinaires ayant une incidence sur la sûreté de l'exploitation des installations nucléaires***

**Mesure :** Les Parties contractantes sont encouragées à élaborer et à maintenir des stratégies, des approches et des plans d'urgence pour gérer les circonstances extraordinaires telles que la pandémie de Covid-19, les catastrophes naturelles extrêmes, les conflits armés, etc.

La France a réalisé plusieurs travaux à la suite de la crise sanitaire pour en tirer des enseignements afin d'être en mesure de répondre à des défis inattendus ou faire face à des circonstances extraordinaires.

Ces travaux ont été réalisés dans plusieurs cadres :

- une réflexion menée en interne par EDF :

Afin d'assurer la continuité d'activité relative à la production électrique, la Division de production nucléaire (DPN) a mis en place une organisation pilotée depuis le 1er janvier 2023 par la Direction de crise et maillée avec la Direction risque groupe d'EDF. Cette organisation s'appuie sur un guide de continuité d'activité décliné dans toutes les unités de la DPN (les sites et les unités d'ingénierie). Ce guide sera définitivement mis en place au cours de l'année 2025 et il fait suite aux retours d'expérience des crises que la DPN a vécues ces dernières années.

Ainsi, la crise COVID de 2020-2021, vécue dans les conditions assez inédites de gestion technique et humaine d'une crise sanitaire majeure et s'étalant sur une durée très longue, a permis d'alimenter la réflexion en profondeur et de s'interroger sur la capacité de la Division à ne pas interrompre la production électrique. Lors de l'hiver 2022-2023, un autre défi a été de maintenir la continuité de production électrique alors que le Groupe faisait face à une indisponibilité inédite de sa capacité de production nucléaire, notamment liée au phénomène de corrosion sous contrainte et au programme de visites décennales. Plus récemment, un nouveau défi a été l'organisation de la continuité d'activité mise en place pour les Jeux Olympiques de Paris qui a demandé d'adapter le dispositif de réponse de la DPN à des conditions très particulières de fonctionnement de l'Etat. Ce dispositif de réponse s'est particulièrement focalisé sur la consolidation du dispositif de gestion de crise nucléaire au travers de la garantie que les outils de réponse à une crise nucléaire seraient toujours opérants dans un contexte d'élévation des mesures de sécurité mises en place par l'Etat. Ainsi, le centre de gestion de crise nucléaire, qui se trouvait proche du village olympique, et donc rendu inaccessible pour des raisons de sécurité, a été dupliqué (back up) sur un site différent avec l'adaptation du gréement des ressources.

Les dispositions mises en œuvre permettent de maintenir la continuité de la production électrique tout en garantissant des ressources indispensables à la gestion de la sûreté des CNPE et des crises nucléaires. Ces dispositions sont pilotées par une organisation complémentaire et indépendante de la gestion de crise nucléaire, fortement maillée avec la Direction risque groupe et dont le réseau de correspondants métiers est mobilisable immédiatement et quelle que soit la typologie de crise rencontrée (sanitaire, combustible, transport, cyber...).

- une analyse approfondie par l'ASN et l'IRSN de la gestion de crise sanitaire par EDF :

La crise sanitaire du COVID-19 a conduit EDF à revoir significativement ses organisations pour pouvoir continuer à assurer ses responsabilités d'exploitant nucléaire. En effet, cette situation exceptionnelle a fortement perturbé les activités de production d'électricité nucléaire, bouleversant les comportements et activités essentiels tels que le travail d'équipe, les réunions physiques, et la maintenance. Elle a également imposé des arbitrages complexes entre production, sûreté et santé.

En 2021 et 2022, un travail d'analyse approfondie de la gestion par EDF de la crise sanitaire induite par le COVID-19 a été mené par l'IRSN et l'ASN. Cette analyse approfondie a porté sur quatre axes principaux :

- les réorganisations du travail pendant la pandémie,
- les enjeux relatifs à la communication et à la coordination,
- le pilotage du temps réel,
- la traçabilité du retour d'expérience pendant la crise.

Cette analyse approfondie a montré qu'EDF a su s'adapter rapidement et avec efficacité à cette crise de façon à maintenir la sûreté des installations. Cette adaptation a été pilotée par l'organisation de crise de la Division production nucléaire qui a permis une forte mobilisation collective et individuelle, tant au plan national que localement dans les CNPE. L'analyse approfondie a aussi montré qu'EDF s'est appuyé sur un



principe de subsidiarité qui s'est révélé globalement efficace pour définir et conduire des réorganisations du travail locales, urgentes, nombreuses et parfois importantes dans un contexte de crise pandémique.

- une analyse par le Comité d'orientation sur les facteurs sociaux, organisationnels et humains (COFSOH) des facteurs ayant permis la résilience des organisations de l'industrie nucléaire civile face à la crise COVID.

Dans le cadre du COFSOH, EDF, le CEA et Orano ont présenté un premier retour d'expérience sur leur gestion de la crise sanitaire. Le COFSOH a réalisé une analyse des facteurs ayant permis la résilience des organisations de l'industrie nucléaire civile face à la crise de la COVID-19, et sur ceux qui continueraient à la favoriser dans des situations plus graves. Cette analyse confirme qu'un équilibre doit être trouvé entre « s'armer en anticipant » et « savoir réagir ». Cette idée recouvre deux constats :

- le premier est qu'il vaut mieux avoir un plan prévisionnel, même incomplet (et même partiellement adapté) que pas de plan du tout, car un plan est un schéma organisateur utile ;
- le second constat est que ce sont les mécanismes d'adaptation aux aléas du 'temps normal' qui, étendus, réorganisés et complétés, font le succès de la réaction en temps de crise.

L'analyse du COFSOH met ainsi en évidence la nécessité d'une réponse hybride, reposant sur l'anticipation (plans prévisionnels formalisés) combinée à une capacité d'adaptation des équipes. Elle conclut sur des recommandations visant à améliorer la résilience en rendant les capacités de réponse moins dépendantes des anticipations scénarisées et davantage appuyées sur une conception des organisations moins spécialisée, plus flexible et plus agile.

- un projet de recherche de l'ASNR ayant pour objectif d'étudier les situations critiques et la mise en œuvre de la continuité d'activité dans un contexte de perturbation durable et évolutif :

Dans le prolongement du retour d'expérience de la crise pandémique liée au virus du COVID-19, l'ASNR a développé le projet de recherche ADAPTER. Ce projet a pour objectif d'étudier les situations critiques et la mise en œuvre de la continuité d'activité dans un contexte de perturbation durable et évolutif (pandémie, conflit armé, changement climatique, etc.). Il interroge en particulier la manière dont les organisations s'adaptent et font face à l'imprévu, mais aussi comment la poursuite de cet objectif contribue à la définition de ce qui est « essentiel », « critique », « indispensable » aux différents moments de la crise. Il s'appuie sur un recueil de données issues d'enquêtes menées auprès d'exploitants français et espagnols.

### ***Renforcement des capacités réglementaires nationales eu égard aux technologies nouvelles et innovantes***

**Mesure :** Les Parties contractantes devraient mettre en place des programmes durables de renforcement des capacités afin que les capacités réglementaires correspondent aux besoins futurs.

Afin d'accompagner l'émergence de nouvelles technologies et d'anticiper les enjeux techniques et réglementaires de demain, l'ASNR met en œuvre une stratégie durable de renforcement de ses capacités, combinant contrôle, expertise, recherche appliquée et coopération internationale. Elle se dote des moyens humains, techniques et scientifiques nécessaires pour adapter son action de contrôle et d'expertise aux technologies nucléaires du futur.

Pour prendre en compte l'émergence de nouvelles technologies de réacteurs et les spécificités des porteurs de ces projets, qui sont des entreprises non familières du nucléaire et de son contrôle, l'ASNR a mis en place un cadre spécifique d'instruction pour les SMR afin de se préparer au mieux à d'éventuelles demandes d'autorisation de création de ces projets de réacteurs innovants (ce cadre est décrit au §4.1.7).



Par ailleurs, dans une démarche proactive d'anticipation des besoins futurs en matière d'expertise, l'ASNR mène différents projets de recherche visant à acquérir, en anticipation, des connaissances et compétences. Un des besoins identifiés est relatif à l'utilisation de systèmes passifs pour la sûreté, notamment pour les SMRs ou AMRs en cours de développement. A ce titre, l'ASNR mène le projet PASTIS (Passive Systems Thermalhydraulic Investigations for Safety), qui vise à étudier les phénomènes physiques mis en jeu dans les systèmes de sûreté passifs dédiés à l'évacuation de la puissance résiduelle d'un réacteur à eau légère en situations incidentelles ou accidentelles. Les recherches expérimentales débiteront en 2026 et seront ouvertes à des collaborations tant au niveau national qu'international. Plus largement, l'ASNR est engagée dans plusieurs projets européens de recherche qui contribuent à renforcer durablement ses compétences en anticipant sur les besoins futurs. Par exemple, elle est impliquée dans le partenariat CONNECT-NM, dédié aux matériaux du futur et développe différents projets de recherche sur le comportement des matériaux utilisés dans le nucléaire (matériaux métalliques, bétons, polymères...). Dans le domaine de la simulation numérique des accidents et de l'intelligence artificielle, l'ASNR coordonne le projet européen ASSAS (Artificial intelligence for Simulation of Severe AccidentS), basé sur l'utilisation du code de calcul ASTEC.

### ***Favoriser la collaboration internationale***

**Mesure** : Les Parties contractantes sont encouragées à favoriser la collaboration internationale et, le cas échéant, à participer à différents types de programmes de collaboration pour l'examen des modèles de PRM.

Dans un contexte marqué par l'émergence des petits réacteurs modulaires (PRM), la France, à travers l'Autorité de Sûreté Nucléaire et de Radioprotection, s'engage activement dans des démarches de coopération multilatérale. Les initiatives menées – qu'il s'agisse de revues conjointes, de groupes de travail européens ou internationaux – illustrent une volonté de construire une approche cohérente et rigoureuse pour l'instruction des projets PRM avec l'objectif de garantir un haut niveau de sûreté de ces réacteurs.

### **JER Nuward**

A l'initiative de l'ASN, une évaluation conjointe des options de sûreté du projet de réacteur NUWARD SMR a été menée par les autorités de sûreté finlandaise, tchèque et française. Il s'agit d'une première en Europe, marquant une étape importante vers une approche harmonisée dans l'évaluation des SMR.

Cette revue conjointe a permis d'examiner plusieurs aspects de la conception du réacteur NUWARD, notamment les objectifs et la démarche de sûreté, le recours à des systèmes passifs ainsi que l'intégration de deux réacteurs au sein d'une même installation. Cet examen a notamment permis la comparaison des exigences, pratiques et expériences des trois régulateurs impliqués et l'identification d'opportunités d'évolution des réglementations et pratiques nationales.

La seconde phase de l'examen conjoint des options de sûreté du réacteur NUWARD SMR s'est tenue avec un élargissement aux autorités de sûreté néerlandaise (ANVS), polonaise (PAA) et suédoise (SSM), aux côtés des autorités française, finlandaise et tchèque. Cette étape visait à approfondir l'évaluation sur de nouvelles thématiques techniques, dans une dynamique renforcée de coopération européenne. Les travaux de cette seconde phase ont en particulier porté sur les barrières de confinement, l'évaluation des conséquences radiologiques d'un accident, l'architecture des systèmes électriques et de contrôle-commande.

L'expérience et les conclusions de cette seconde phase de revue renforcent la contribution de l'ASN aux différents travaux de réflexion engagés au plan international concernant l'harmonisation des exigences de sûreté et des processus d'autorisation applicables à de tels projets de réacteurs.

Cette initiative conforte la position de l'ASNR sur l'intérêt d'engager des coopérations multilatérales pour l'évaluation de projets de réacteurs suffisamment matures, dans un contexte international de standardisation de la conception.

### Thorizon

L'ASNR participe avec l'ANVS, autorité néerlandaise de sûreté nucléaire, à une revue préparatoire du projet Thorizon One. Cette revue menée à un stade précoce du développement de la conception du Thorizon One a pour objectifs principaux de :

- présenter la conception spécifique de ce réacteur, son approche de sûreté, ainsi que le programme de recherche et de développement associé,
- définir le périmètre de la future demande d'instruction des options de sûreté du projet afin de prioriser la mobilisation des ressources d'évaluation sur les sujets présentant les enjeux industriels et de sûreté les plus importants du projet Thorizon One.

Cette démarche illustre une volonté partagée d'anticipation et de coopération internationale, au service d'une sûreté renforcée dès les premières étapes du développement.

### EU SMR Prepartnership

La France a piloté le groupe de travail « WS2 – Licensing » du EU SMR prepartnership sur les petits réacteurs modulaires (PRM). Ce groupe a notamment réalisé une analyse comparative des cadres réglementaires nationaux concernant les étapes pour l'autorisation de création d'une installation nucléaire et a proposé plusieurs actions pour faciliter, en Europe, le processus mis en oeuvre avant cette étape d'autorisation de création.

Une action portait sur l'identification, à un stade précoce, de points de blocage potentiels pour les PRM liés aux exigences de sûreté ou à leur déclinaison. Une étude réalisée à la demande de la Commission européenne a permis de travailler sur 13 thématiques définies en concertation avec des porteurs de projet PRM. La France a été particulièrement active pour que cette étude permette à un groupe de régulateurs européens, impliqués dans des projets de PRM, de comparer leurs exigences, pratiques et expériences.

### ENSREG SMR Task Force

Ces travaux s'inscrivent dans une dynamique de coopération européenne visant à faciliter le déploiement sûr et harmonisé des PRM, en maintenant les plus hauts standards de sûreté nucléaire. Ils reposent sur trois leviers principaux :

- l'exploitation des retours d'expérience des régulateurs membres de l'ENSREG, issus d'examens conjoints de SMR,
- une interaction avec l'Alliance industrielle européenne pour les SMR (SMRs IA),
- l'identification d'enjeux transversaux, qu'ils soient techniques ou organisationnels (défis réglementaires) et leur traitement.

La France contribue activement à ces travaux, en partageant son expertise acquise lors des examens menés précédemment, notamment dans le cadre du projet NUWARD et du EU SMR prepartnership.

### WENRA

En 2025, WENRA a lancé une réflexion sur l'élaboration d'une approche générique pour la revue de conception des nouveaux modèles de réacteurs. Un tel cadre viserait à harmoniser les évaluations nationales, à faciliter

leur reconnaissance mutuelle entre autorités de sûreté, et à fournir aux concepteurs un meilleur aperçu des attentes réglementaires partagées. L'ASNR participe à ces travaux.

### NHSI

Afin de lever les freins potentiels au développement des SMR, l'AIEA mobilise ses membres au travers d'une initiative baptisée « NHSI » (Nuclear Harmonization and Standardisation Initiative) visant à développer et à encourager des modes de coopération internationale pour réaliser des instructions conjointes d'un même modèle de réacteur par plusieurs autorités de sûreté, ou pour permettre à des pays de prendre connaissance des évaluations déjà réalisées par d'autres pays en vue d'alléger sa propre charge d'instruction.

L'ASN a participé activement à ces travaux.

### ***Favoriser les missions internationales d'examen par des pairs et la prise en compte des conclusions en temps utile***

**Mesure :** Les Parties contractantes sont encouragées à inviter régulièrement des missions d'examen par des pairs de l'AIEA, notamment des missions de suivi chargées de confirmer l'état de mise en oeuvre et l'application en temps voulu des conclusions de l'examen.

La France participe activement aux missions internationales d'examen par les pairs et accueille régulièrement ces évaluations sur son territoire. Ces revues permettent de renforcer la sûreté nucléaire grâce à l'échange d'expériences, l'identification de bonnes pratiques et d'axes d'amélioration concrets.

Les revues par les pairs sont réalisées au regard des standards de sûreté de l'AIEA (IRRS, OSART) ou des exigences des sûreté de WENRA (TPR). L'ensemble des documents issus de ces revues est disponible sur le site de l'ASNR.

La France démontre par son implication dans les revues par les pairs une volonté forte de transparence et d'exemplarité en matière de sûreté nucléaire. Elle veille à ce que les recommandations soient traitées en temps utile, à travers l'élaboration de plans d'actions nationaux et leur suivi dans des plans d'amélioration continue ainsi que par la mise en oeuvre de missions de suivi pour confirmer les progrès réalisés.

### **Missions IRRS (Integrated Regulatory Review Service)**

L'ASNR a déjà accueilli plusieurs missions IRRS :

- une mission initiale en 2006,
- une deuxième mission « full scope » en 2014.

Une troisième mission IRRS, initialement prévue en 2024, a été reportée à 2027 en raison des évolutions sur la gouvernance du contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection.

Les recommandations des missions IRRS ont donné lieu à des plans d'actions structurés qui ont fait l'objet des missions de suivi en 2009 et 2017.

Les rapports des missions IRRS sont publiés sur le site de l'ASNR.

### **Missions OSART (Operational Safety Review Team)**

En moyenne, une mission OSART est organisée chaque année en France pour évaluer la sûreté en exploitation. Les recommandations issues de ces missions sont intégrées aux plans d'amélioration d'EDF. Une mission de suivi est généralement conduite dans les dix-huit mois afin d'évaluer la mise en oeuvre de ces recommandations.

En amont de la mise en service du réacteur EPR de Flamanville, la France a sollicité une mission OSART. L'ASN a ainsi analysé les conclusions de ces missions afin notamment d'orienter son contrôle en vue de sa prise de position sur la mise en service du réacteur.

Les rapports des missions OSART sont publiés sur le site de l'ASNR.

### Topical Peer Review (TPR)

La France a participé aux revues TPR encadrées par la directive européenne 2014/87/Euratom :

- en 2017 sur le thème la gestion du vieillissement des réacteurs nucléaires ;
- en 2023 sur la protection des installations nucléaires contre le risque lié à l'incendie.

La France publie systématiquement le rapport national comportant son auto-évaluation, qui fait l'objet de la revue par les pairs ainsi que le plan d'actions issu de cette revue.

### ***Incidence possible des changements climatiques à l'échelle mondiale sur la sûreté de l'exploitation des installations nucléaires***

**Mesure :** Les Parties contractantes sont encouragées à prendre en compte les conséquences éventuelles du changement climatique sur les installations nucléaires, en particulier celles liées à l'augmentation de la fréquence et de l'intensité des conditions météorologiques extrêmes.

Le changement climatique représente un enjeu majeur pour la sûreté des installations nucléaires.

En France, il est systématiquement pris en compte lors des réexamens périodiques réalisés tous les dix ans, sur la base des projections du GIEC. Ces évaluations permettent d'anticiper les risques naturels liés au changement climatique, notamment les canicules, la montée du niveau marin ou les étiages des cours d'eau, qui influencent le fonctionnement et l'impact environnemental des installations. EDF a également mis en place une veille climatique synchronisée avec les publications du GIEC, intégrant des critères en cas d'événement extrême conduisant à des analyses complémentaires.

En complément de la démarche de prise en compte du changement climatique au sein du processus de réexamen périodique, le groupe EDF a développé le « projet ADAPT » qui permet, grâce à des méthodes d'analyse spécifiques, de quantifier les conséquences du changement climatique à l'échelle de chaque site et selon différents horizons temporels (par exemple : 2050, 2070, 2100) et d'identifier des solutions d'adaptation au changement climatique.

### ***Garantie de la fiabilité des chaînes d'approvisionnement***

**Mesure :** Les Parties contractantes sont encouragées à partager leur expérience de la sécurisation des chaînes d'approvisionnement et à échanger des informations sur leurs pratiques de lutte contre les articles non conformes, contrefaits, frauduleux ou suspects.

La lutte contre la fraude à tous les niveaux de la chaîne de sous-traitance et d'approvisionnement constitue un enjeu majeur pour la filière nucléaire.

L'ASNR a renforcé son activité de contrôle de la chaîne d'approvisionnement des équipements importants pour la sûreté des centrales nucléaires. Lors de ces inspections, l'ASNR contrôle également la surveillance, réalisée par EDF, de ses fournisseurs et de leurs sous-traitants. Par ailleurs, l'ASNR a mis en place des inspections spécifiques ciblées sur le risque de contrefaçon, substitution frauduleuse et falsification de documents (CFSI).

L'ASNR partage régulièrement, lors des réunions bilatérales avec ses homologues étrangères son expérience sur les cas de CFSI et sur les méthodes d'inspections mises en œuvre.

Elle joue également un rôle actif au sein du Comité sur la réglementation des activités nucléaires (CNRA) de l'AEN, notamment dans les groupes de travail Expert group on operating experience (EGOE) et Working group on supply chain (WGSUP). L'ASNR a contribué à mise en place de modalités simplifiées de partage d'informations concernant des cas de CFS récemment survenus. L'objectif est d'échanger rapidement sur des cas pouvant affecter les chaînes d'approvisionnement de plusieurs pays. Ces échanges s'appuient sur une «

fiche de partage d'information rapide » utilisée afin d'informer les autres autorités et leur permettre de lancer des investigations sur leur champ de compétence. Lors des réunions de ces groupes, l'ASN a présenté plusieurs cas illustrant les moyens, les méthodes de détection et les pratiques de traitement mis en œuvre en France.

Voir Article 13 (§ 13.4.3 et Focus n°12, n°13, n°14).

### ***Stratégies de gestion du vieillissement qui favorisent l'exploitation des installations nucléaires***

**Mesure :** Les Parties contractantes sont encouragées à échanger leurs expériences sur la mise en œuvre de leurs stratégies de gestion du vieillissement et sur l'efficacité des pratiques de gestion du vieillissement, de la conception au déclassement, en mettant l'accent sur les processus de vieillissement nouvellement décelés dans des structures, systèmes et composants spécifiques, le cas échéant.

À travers sa participation à la revue par les pairs coordonnée par l'ENSREG, l'organisation de séminaires internationaux par EDF, et l'intégration des retours d'expérience dans ses stratégies nationales, la France contribue pleinement au partage de connaissances et à l'amélioration continue des pratiques de gestion du vieillissement.

La directive 2014/87/Euratom instaure une évaluation par les pairs, tous les six ans, sur un aspect technique lié à la sûreté des installations nucléaires. La première revue a été consacrée à la maîtrise du vieillissement. Un des objectifs de cette revue thématique, visait notamment à favoriser le partage d'expérience au niveau européen et à identifier des problématiques communes. La France, à travers l'ASN, l'IRSN et EDF, s'est fortement impliquée dans cet exercice, en présentant ses pratiques de gestion du vieillissement ainsi que les connaissances issues de programmes de R&D d'EDF.

EDF a organisé, en septembre 2023, un séminaire international portant sur l'exploitation des centrales nucléaires au-delà de 60 ans avec notamment pour objectif de tirer parti de l'expérience des acteurs internationaux déjà engagés dans la prolongation d'exploitation des réacteurs, afin d'enrichir sa propre réflexion sur la gestion du vieillissement au-delà de 60 ans. Ce séminaire a rassemblé 250 personnes représentatives des grands exploitants américains, japonais et européens, d'organisations d'expertise technique ou de recherche ainsi que d'organisations internationales. Il a permis un partage approfondi des stratégies de gestion du vieillissement, notamment sur les cuves de réacteurs, les ouvrages de génie civil, le vieillissement du béton et les effets de l'irradiation sur les structures internes. Lors de sessions plénières, les exploitants ont présenté leurs actions en cours en vue de l'allongement de la durée de fonctionnement de leurs installations, en précisant leur stratégie relative à un ensemble de sujets stratégiques en vue d'une poursuite d'exploitation au-delà de 60 ans. Des sessions thématiques ont ensuite été dédiées aux potentiels verrous techniques à la poursuite d'exploitation. Les enseignements de ce séminaire ont été intégrés par EDF dans sa feuille de route pour la prolongation d'exploitation, transmise à l'ASNR.

### ***Renforcement des dispositifs de préparation et de conduite des interventions d'urgence et promotion de la collaboration transfrontière***

**Mesure :** Les Parties contractantes sont encouragées à renforcer la prompte coopération transfrontière, notamment la participation à des exercices conjoints d'intervention d'urgence, et à favoriser la coopération entre experts en sûreté nucléaire et radiologique en cas d'intervention d'urgence.

Face aux risques d'accidents nucléaires ou radiologiques majeurs, la France a fait de la préparation un pilier essentiel de sa stratégie de protection des populations. Dès 2014, elle s'est dotée d'un Plan national de réponse structurant, qui définit l'organisation, les actions prioritaires et les mécanismes de coordination à activer en cas de crise. Ce plan est décliné à tous les échelons territoriaux, à travers les Plans Particuliers d'Intervention (PPI), afin de garantir une réactivité opérationnelle sur l'ensemble du territoire.

Grâce à une politique active d'exercices, de retours d'expérience des crises réelles, d'échanges internationaux, d'intégration dans les réseaux d'assistance, de coordination transfrontalière et de communication de crise, la France renforce de manière continue sa capacité à gérer les situations d'urgence radiologique. L'Autorité de Sûreté Nucléaire et de Radioprotection (ASNR) est en effet activement engagée dans des initiatives nationales, bilatérales et internationales visant à renforcer la préparation aux situations d'urgence radiologique et la coopération transfrontière. Ces actions reposent sur la mise en place de dispositifs robustes et coordonnés, ainsi qu'une coopération étroite avec les partenaires étrangers.

### **Une stratégie de préparation fondée sur l'exercice et l'échange d'expériences**

La France organise régulièrement des exercices nationaux sur des centrales nucléaires. Ces exercices permettent aux acteurs impliqués de capitaliser les connaissances et expériences sur la gestion des situations d'urgence, en particulier pour les quelques 300 intervenants de terrain mobilisés pour chaque exercice. Ils permettent :

- de mesurer le niveau de préparation de chaque préfecture et des autres acteurs impliqués ;
- de s'assurer que les plans ainsi que les procédures d'alerte et de notification rapide des instances internationales sont tenus à jour, et qu'ils sont bien connus de l'ensemble des responsables et intervenants ;
- d'entraîner les personnes susceptibles d'être impliquées ;
- de mettre en œuvre les différents aspects de l'organisation de crise, ainsi que les procédures prévues dans les différents plans et référentiels (plan national, référentiels interministériels, plans de secours et plans communaux de sauvegarde) ;
- de contribuer à l'information des médias et des populations ;
- de développer une approche pédagogique à destination de la société civile permettant à chacun de concourir à sa propre sécurité, par l'adoption des bons comportements.

Par ailleurs, l'ASN participe également à des exercices locaux organisés par les exploitants, sans mobilisation des pouvoirs publics. Ces exercices permettent de renforcer l'entraînement des cercles d'expertise et de formuler des recommandations opérationnelles.

L'ASNR participe également à des exercices internationaux (ConvEx de l'AIEA, INEX de l'AEN, ECUREX de la Commission européenne) et accueille des délégations étrangères lors d'exercices nationaux. Elle observe aussi des exercices menés à l'étranger. Ces échanges favorisent la diffusion des bonnes pratiques et renforcent la coordination et la compréhension mutuelle entre autorités.

### **Développement de la coopération transfrontalière**

Consciente des effets potentiellement transnationaux d'un accident nucléaire, l'ASNR développe la coopération avec les pays frontaliers.

En 2023, un groupe de travail trilatéral a été constitué avec le Luxembourg et l'Allemagne pour formaliser des modalités opérationnelles d'échange d'informations en cas de crise. Celles-ci ont été testées avec succès lors de l'exercice de Civaux en janvier 2024. Le dispositif testé repose notamment sur l'échange proactif d'informations via les plateformes USIE (AIEA) et ECURIE (UE), l'organisation de visioconférences inter-autorités sur la situation technique et les recommandations émises en termes de mesures de protection de la population.

Fort de ces résultats, il a été décidé de pérenniser ces simulations à un rythme régulier, en les intégrant aux exercices nationaux, et en l'étendant à d'autres pays transfrontaliers (Belgique, Suisse).

### **Intégration dans les réseaux internationaux d'assistance**

La France est signataire des conventions internationales de l'AIEA sur la notification rapide et l'assistance en cas d'accident nucléaire ou radiologique.

L'ASNR a activement contribué à l'élaboration des outils de notification et d'assistance aux États membres proposés par l'AIEA et la Commission européenne, notamment l'outil USIE de l'AIEA. Ces outils sont accessibles au centre d'urgence de l'ASNR et testés lors des exercices.

L'ASNR dispose d'une base de données recensant les moyens humains et techniques disponibles en cas d'urgence, et est intégrée depuis 2008 au réseau RANET (IAEA), dédié à la réponse internationale aux accidents.

### **Information et coordination en situation d'urgence**

En complément des conventions internationales de l'AIEA, la France applique la décision Euratom sur l'échange rapide d'informations. L'ASNR est l'autorité compétente pour ces conventions, assurant le recueil, la synthèse et la transmission d'informations aux organisations internationales et aux pays potentiellement concernés, en particulier les pays frontaliers.

Au niveau national, un dispositif structuré de communication de crise est mis en œuvre, en lien avec les autorités locales (préfets, maires) et les institutions nationales et internationales. Des brochures sont diffusées en amont auprès du public pour expliquer les risques et les mesures à adopter. En cas d'événement, l'ASNR intervient notamment dans la diffusion de l'information auprès des médias, du public, des autorités et des organismes de sûreté étrangers.

### **Implication dans les groupes de travail sur la préparation aux situations d'urgence**

L'ASNR participe activement au groupe de travail « Emergencies » de l'association HERCA, chargé de proposer des actions de protection harmonisées au niveau européen, notamment à la lumière des enseignements de l'accident de Fukushima Daiichi.

Au niveau multilatéral, l'ASNR participe au comité EPRESC de l'AIEA et au Working Party on Nuclear Emergency Matters (WPNEM) de l'AEN, où elle contribue à l'élaboration de standards internationaux et à la coordination entre autorités.

Voir Article 16 (§ 16.1.4, § 16.2 et Focus n°19).

## **4.5. Les activités majeures à venir jusqu'à la prochaine réunion d'examen dans trois ans**

Les enjeux du contrôle de l'ASNR sur les trois prochaines années portent, pour ce qui concerne les réacteurs nucléaires, sur :

### **Autorisation de création de réacteurs EPR2 à Penly**

EDF a engagé un programme de construction de réacteurs de type EPR2 en France. Une première paire de réacteurs est prévue sur le site de Penly en Seine-Maritime, une deuxième sur le site de Gravelines dans le Nord et une troisième sur le site du Bugey dans l'Ain.

A la suite du débat public, EDF a déposé, fin juin 2023, une demande d'autorisation de création d'INB pour le site de Penly auprès de la ministre chargée de la sûreté nucléaire.

Comme le prévoit l'article L. 592-29 du code de l'environnement, le ministre chargé de la sûreté nucléaire a saisi l'ASN pour qu'elle procède à l'instruction technique de la demande d'autorisation de création des deux réacteurs EPR2 du site de Penly. Cette instruction est en cours et s'inscrit dans la continuité de l'instruction



des options de sûreté des réacteurs EPR2 qui a fait l'objet d'un avis de l'ASN en 2019 précisant les sujets du référentiel de sûreté à approfondir en vue d'une future demande d'autorisation de création.

L'ASNR prendra position en 2026 sur la demande d'autorisation de création des deux réacteurs EPR2 du site de Penly.

### **Mission IRRS (2027)**

L'ASNR a déjà accueilli plusieurs missions IRRS, une mission initiale en 2006, puis une deuxième mission « full scope » en 2014.

En septembre 2023, alors que la troisième mission IRRS « full scope » de l'ASN devait se tenir en mars 2024, la France a informé l'AIEA de son intention de reporter cette mission. En effet, le maintien de la mission en 2024 comportait le risque, du fait des évolutions potentielles de la gouvernance du contrôle de la sûreté et de la radioprotection, que certaines parties de l'évaluation perdent de leur pertinence, en particulier celles relatives à l'organisation du contrôle, au système de management, ainsi qu'au plan d'action élaboré dans le cadre de l'auto-évaluation.

La troisième mission IRRS est prévue en 2027.

### **Perspectives de fonctionnement du parc existant au-delà de 60 ans**

L'ASN a demandé en juin 2023 qu'EDF justifie de manière anticipée l'hypothèse d'une poursuite du fonctionnement des réacteurs actuels jusqu'à 60 ans et au-delà. A cet égard, EDF, l'IRSN et l'ASN ont identifié les sujets techniques qui doivent faire l'objet d'analyses particulières, voire de travaux de recherche et développement, pour envisager une poursuite de fonctionnement au-delà de 60 ans. En s'appuyant notamment sur des revues menées avec des experts internationaux, EDF a analysé chaque sujet technique et recensé les travaux à mener dans les prochaines années.

Ces analyses sont en cours d'instruction par l'ASNR. L'ASNR prendra position en 2026, du point de vue de la sûreté, sur le plan d'action d'EDF relatif à la perspective d'une poursuite de fonctionnement de réacteurs au-delà de 60 ans.

## **4.6. Mise en œuvre des principes de la déclaration de Vienne**

La déclaration de Vienne, adoptée en février 2015, énonce des principes relatifs à la mise en œuvre de l'objectif de la Convention sur la sûreté nucléaire, qui est de prévenir les accidents pouvant avoir des conséquences radiologiques et d'atténuer de telles conséquences si elles se produisaient.

1. *Les nouvelles centrales nucléaires doivent être conçues, implantées et construites conformément à l'objectif de prévenir les accidents lors de la mise en service et de l'exploitation et, en cas d'accident, d'atténuer les rejets éventuels de radionucléides causant une contamination hors site à long terme et d'empêcher les rejets précoces de matières radioactives et les rejets de matières radioactives d'une ampleur telle que des mesures et des actions protectrices à long terme soient nécessaires.*

Pour la conception du réacteur EPR, trois principaux objectifs d'amélioration par rapport aux réacteurs précédents ont été retenus, qui figurent dans les « directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression » :

- réduire le nombre d'incidents dans le but de réduire les possibilités d'apparition de situations accidentelles à partir de tels événements ;



- réduire significativement la probabilité de fusion du cœur ;
- réduire significativement les rejets radioactifs qui pourraient résulter de toutes les situations d'accident concevables, y compris les accidents avec fusion du cœur. Les directives techniques stipulent à ce sujet que :
  - « pour les situations d'accidents sans fusion du cœur, il ne doit pas y avoir de nécessité de mesures de protection des populations vivant dans le voisinage de la centrale endommagée (pas d'évacuation, pas de mise à l'abri) » ;
  - « les [accidents] avec fusion du cœur à basse pression doivent être traités de telle sorte que les rejets radioactifs maximaux concevables associés ne nécessitent que des mesures de protection des populations très limitées en termes d'étendue et de durée. Ceci se traduirait par l'absence de relogement permanent, l'absence de nécessité d'évacuation d'urgence au-delà du voisinage immédiat de la tranche, une mise à l'abri limitée, l'absence de restrictions à long terme de la consommation des produits alimentaires. » ;
  - « les accidents avec fusion du cœur qui conduiraient à des rejets précoces importants doivent être "pratiquement éliminés" » : s'ils ne peuvent pas être considérés comme physiquement impossibles, des dispositions de conception doivent être prises pour les exclure. Cet objectif concerne en particulier les accidents avec fusion du cœur en pression.

Ces objectifs de sûreté pour l'EPR sont ceux du principe n°1 de la Déclaration de Vienne sur la sûreté nucléaire.

Le guide n°22 de l'ASN, élaboré avec l'IRSN, regroupe des recommandations en matière de sûreté pour la conception des réacteurs à eau sous pression. Il traite pour l'essentiel de la prévention des incidents et des accidents de nature radiologique et de la limitation de leurs conséquences. Il précise les objectifs et principes généraux de conception et formule des recommandations pour répondre aux exigences réglementaires. Il actualise les directives techniques, adoptées par l'ASN en 2000. Les objectifs de sûreté sont similaires à ceux qui sont formulés dans les directives techniques et sont ceux du principe n.1 de la Déclaration de Vienne sur la sûreté nucléaire.

Le décret d'autorisation de création du réacteur EPR de Flamanville, délivré en 2007, précise que « *les accidents avec fusion du cœur pouvant conduire à des rejets précoces importants font l'objet de mesures de prévention, reposant sur des dispositions de conception, complétées si nécessaire par des dispositions d'exploitation, dont la performance et la fiabilité doivent permettre de considérer ce type de situation comme exclu* » et « *qu'en cas de situation d'accident avec fusion du cœur à basse pression, il ne faut avoir recours qu'à des mesures de protection de la population très limitées en étendue et en durée* ». Par ailleurs, il est retenu comme objectif pour les accidents sans fusion de combustible (dans le cœur du réacteur ou en piscine), que les conséquences radiologiques soient aussi faibles que raisonnablement possible et, en tout état de cause, qu'elles ne doivent pas conduire à la nécessité de mettre en œuvre des mesures de protection des populations (pas de mise à l'abri, pas de prise d'iode stable, pas d'évacuation).

Dans son dossier de demande d'autorisation de mise en service de Flamanville EPR, EDF a transmis les éléments de démonstration de l'atteinte de ces objectifs, qui ont fait l'objet d'une instruction et d'un examen du groupe permanent d'experts dédiée aux réacteurs. L'ASN a jugé cette démonstration satisfaisante.

2. *Des évaluations complètes et systématiques de la sûreté doivent être effectuées périodiquement et régulièrement tout au long de la vie des installations existantes afin de répertorier les améliorations de la sûreté destinées à atteindre l'objectif susmentionné. Les améliorations de la sûreté raisonnablement possibles ou faisables doivent être mises en œuvre en temps utile.*

Le code de l'environnement précise que l'exploitant d'une installation nucléaire de base procède périodiquement au réexamen de la sûreté de son installation en prenant en compte les meilleures pratiques internationales (article L. 593-18). « *Ce réexamen doit permettre [...] d'actualiser l'appréciation des risques ou inconvénients que l'installation présente [...], en tenant compte notamment de l'état de l'installation, de l'expérience acquise au cours de l'exploitation, de l'évolution des connaissances et des règles applicables aux installations similaires* ».

Les réexamens périodiques permettent ainsi de procéder à des contrôles de grande ampleur et à des modifications des installations, destinées à en améliorer la sûreté en tenant compte de l'évolution des exigences, des pratiques et des connaissances ainsi que du retour d'expérience. Ils comportent, outre une vérification de la conformité de l'installation, une réévaluation de la sûreté visant à apprécier celle-ci et à l'améliorer au regard :

- des réglementations françaises, des objectifs et des pratiques de sûreté les plus récents, en France et à l'étranger ;
- du retour d'expérience d'exploitation de l'installation ;
- du retour d'expérience d'autres installations nucléaires en France et à l'étranger ;
- des enseignements tirés des autres installations ou équipements à risque.

En particulier, les objectifs de sûreté retenus pour le 4<sup>e</sup> réexamen périodique des paliers 900 et 1300 MWe ont été définis au regard des objectifs de sûreté fixés pour les réacteurs de troisième génération, notamment l'EPR. A ce titre, EDF a étendu sa démonstration de sûreté à la prévention et à la mitigation des accidents graves, y compris en cas de situation extrême au-delà du dimensionnement et met en œuvre des modifications majeures.

En 2011, des évaluations complémentaires de sûreté ont été engagées en France à la suite de l'accident survenu à la centrale de Fukushima Daiichi : elles se sont inscrites dans un double cadre : d'une part, la réalisation d'un audit de la sûreté nucléaire des installations nucléaires civiles françaises au regard des événements de Fukushima, d'autre part, l'organisation de « tests de résistance » des centrales nucléaires demandée par le Conseil européen lors de sa réunion des 24 et 25 mars 2011.

Les évaluations complémentaires de sûreté ont ainsi été menées en suivant le cahier des charges européen pour l'ensemble des installations nucléaires, c'est-à-dire les centrales nucléaires, les installations de recherche, les installations du cycle du combustible ainsi que pour les installations en cours de construction (EPR, RJH et ITER).

À la suite de cet examen, l'ASN a édicté des décisions à destination des exploitants d'INB afin que leurs dispositions matérielles et organisationnelles permettent :

- de prévenir un accident grave ou en limiter la progression ;
- de limiter les rejets massifs de radioéléments dans l'environnement en cas d'accident ;
- à l'exploitant d'assurer les missions qui lui incombent dans la gestion d'une situation d'urgence.

EDF a mis en œuvre des évolutions significatives de ces installations, visant à mieux prévenir/mitiger les situations de perte totale des sources électriques et perte de la source froide (renforcement de l'organisation de crise, création de la FARN, ajout d'un diesel et d'une source d'eau par réacteur).

Enfin, la directive 2014/87/Euratom du Conseil du 8 juillet 2014 a instauré une évaluation par les pairs, au moins tous les six ans, d'un aspect technique lié à la sûreté nucléaire de leurs installations nucléaires. Le sujet de la maîtrise du vieillissement a fait l'objet de la première revue thématique (Topical Peer Review) en 2017. A la suite de la revue par les pairs et de ses conclusions, des actions d'amélioration ont été définies en France et

ont été intégrées dans le plan d'action national élaboré en 2018. Fin 2020, les actions avaient été mises en œuvre, ce qui a permis de clôturer ce plan.

3. *Les prescriptions et règlements nationaux devant permettre d'atteindre cet objectif tout au long de la vie utile des centrales nucléaires doivent tenir compte des normes de sûreté pertinentes de l'AIEA et, le cas échéant, d'autres bonnes pratiques répertoriées notamment lors des réunions d'examen de la CSN.*

Au niveau national, la France a établi et maintient en vigueur un cadre législatif et réglementaire relatif à la sûreté nucléaire des INB. La législation et la réglementation française applicables aux INB répondent au principe fondamental de prévention des accidents ayant des conséquences radiologiques et d'atténuation de leurs conséquences au cas où ils se produiraient.

Les réexamens périodiques de sûreté décrits ci-dessus intègrent la prise en compte de l'évolution des normes de sûreté, notamment de l'AIEA. Pour ce qui concerne les réacteurs électronucléaires, les missions OSART, réalisées sur les sites ou au niveau des services centraux de l'exploitant, s'appuient également sur les normes de l'AIEA et les bonnes pratiques en vigueur.

Les exigences réglementaires font l'objet d'examens réguliers, qui tiennent compte des évolutions des normes et des documents internationaux (CIPR, AIEA, WENRA). L'arrêté INB et les décisions réglementaires de l'ASNR intègrent globalement dans la réglementation française les niveaux de référence de WENRA.

En particulier, à l'ASNR, la préparation de toute nouvelle réglementation technique donne lieu à l'élaboration d'un Document d'Orientations et de Justification qui présente notamment, les objectifs du texte avec les raisons de son élaboration ou de sa modification, les textes réglementaires et les guides associés ou en lien (amont, à décliner, à créer, à modifier ou à abroger...). Les normes internationales telles que celles édictées par l'AIEA ainsi que les recommandations et niveaux de référence édictés par la CIPR ou par WENRA sont prises en compte dans ce document.

Par ailleurs, la participation significative de la France dans les travaux de l'AIEA, tant à la CSS que dans les cinq comités (NUSSC, RASSC, TRANSSC, WASSC, EPRESC) ainsi que dans l'association WENRA favorise l'harmonisation des exigences réglementaires en France avec les normes internationales.

## C. DISPOSITIONS ARTICLE PAR ARTICLE

### Article 6 Installations nucléaires existantes

#### ARTICLE 6 INSTALLATIONS NUCLÉAIRES EXISTANTES

*Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour que la sûreté des installations nucléaires qui existent au moment où la présente Convention entre en vigueur à son égard soit examinée dès que possible. Lorsque cela est nécessaire dans le cadre de la présente Convention, la Partie contractante fait en sorte que toutes les améliorations qui peuvent raisonnablement être apportées le soient de façon urgente en vue de renforcer la sûreté de l'installation nucléaire. Si un tel renforcement n'est pas réalisable, il convient de programmer l'arrêt de l'installation nucléaire dès que cela est possible en pratique. Pour l'échéancier de mise à l'arrêt, il peut être tenu compte de l'ensemble du contexte énergétique et des solutions de remplacement possibles, ainsi que des conséquences sociales, environnementales et économiques.*

### 6.1. Les installations nucléaires en France

#### 6.1.1. Les réacteurs électronucléaires

Le parc actuel de réacteurs électronucléaires en fonctionnement entrant dans le champ de la Convention comprend 57 réacteurs de la filière à eau sous pression (REP), construits par paliers standardisés successifs. Ils sont regroupés en 18 centres nucléaires de production d'électricité (CNPE) qui comportent chacun deux à six réacteurs (voir la carte de localisation à la figure A-1 de l'annexe A). Tous ces réacteurs ont été conçus par le même fournisseur, Framatome.

Ont été mis en service entre 1978 et 1999 (voir figure A-2 de l'annexe A) les réacteurs suivants :

- les 32 réacteurs de 900 MWe, situés sur les sites du Bugey, de Dampierre, Gravelines, Blayais, Tricastin, Chinon, Cruas et Saint-Laurent-des-Eaux ;
- les 20 réacteurs de 1300 MWe, situés sur les sites de Paluel, Flamanville, Saint-Alban, Belleville-sur-Loire, Cattenom, Golfech, Nogent-sur-Seine et Penly ;
- les 4 réacteurs de 1450 MWe, situés sur les sites de Chooz et Civaux.

En décembre 2024, la moyenne d'âge des réacteurs en fonctionnement, calculée à partir des dates de première divergence des réacteurs, se répartit comme suit :

- 42 ans pour les trente-deux réacteurs de 900 MWe ;
- 37 ans pour les vingt réacteurs de 1300 MWe ;
- 27 ans pour les quatre réacteurs de 1450 MWe.

Le réacteur EPR de 1650 MWe, situé à Flamanville, a été mis en service en mai 2024.

#### 6.1.2. Les réacteurs autres qu'électronucléaires

Deux réacteurs de recherche sont en fonctionnement en France :

- le réacteur à haut flux (RHF) situé près du centre CEA de Grenoble, qui est exploité par l'Institut Laue-Langevin (ILL), institut de recherche regroupant plusieurs partenaires européens ;
- le réacteur Cabri, situé sur le centre de Cadarache, qui est exploité par le CEA et est destiné principalement à la réalisation de programmes expérimentaux visant à une meilleure compréhension du comportement du combustible des réacteurs à eau sous pression en cas d'accident de réactivité.

Deux réacteurs sont aussi en cours de construction en France :

- le réacteur de recherche Jules Horowitz (RJH) construit à Cadarache par le CEA, en partenariat avec EDF et Framatome et d'autres organismes étrangers : il constituera un outil expérimental d'irradiation en Europe à la disposition de l'industrie nucléaire, des organismes de recherche, ainsi que des autorités de sûreté nucléaire et leurs appuis techniques. Il assurera également la production de radioéléments pour la médecine nucléaire et l'industrie non-nucléaire. Le Conseil de politique nucléaire du 19 juillet 2023 a acté la poursuite des investissements de l'Etat et de la filière pour finaliser la construction du réacteur de recherche Jules Horowitz, afin que la France dispose de cette nouvelle installation opérationnelle à l'horizon 2032-2034 ;
- le réacteur thermonucléaire expérimental international (International Thermonuclear Experimental Reactor – ITER) est en cours de construction depuis 2010 sur le site de Cadarache (INB 174). Ce sera un réacteur expérimental de fusion, dont l'objectif est la démonstration scientifique et technique de la maîtrise de l'énergie de fusion thermonucléaire obtenue par confinement magnétique d'un plasma de deutérium tritium, lors d'expériences de longue durée avec une puissance significative (puissance de 500 MW développée pendant 400 s). Ce projet international bénéficie du soutien financier de la Chine, de la Corée du Sud, des États Unis, de l'Inde, du Japon, de la Russie et de l'Union européenne, qui fournissent en nature certains équipements du projet.

La liste des réacteurs de recherche français en fonctionnement et en construction est présentée au § A.3 de l'annexe A.

## 6.2. Aperçu d'événements liés à la sûreté depuis la réunion d'examen conjointe des 8<sup>e</sup> et 9<sup>e</sup> cycles

L'ASNR s'attache à diffuser à ses homologues les événements marquants ayant affecté les installations nucléaires françaises. Ce paragraphe a pour objectif de rappeler quelques événements notables survenus sur le parc nucléaire depuis la dernière réunion d'examen :

### *Phénomène de corrosion sous contrainte*

#### **Focus n°1 : Phénomène de corrosion sous contrainte affectant des réacteurs du parc nucléaire français**

A l'automne 2021, des contrôles ont révélé des défauts de corrosion sous contrainte (CSC) sur des soudures des lignes d'injection de sécurité, en acier inoxydable, du réacteur 1 de la centrale nucléaire de Civaux 1 (palier N4) entre le circuit primaire principal et le premier organe d'isolement.

La CSC est un phénomène bien connu, elle n'était toutefois pas attendue dans ce matériau à ces endroits. Ce phénomène de CSC est susceptible de conduire, en cas de sollicitation mécanique importante, à la rupture des circuits des lignes d'injection de sécurité qui ont pour mission d'assurer le refroidissement du combustible en situation accidentelle. EDF a analysé les conséquences de la rupture de deux lignes d'injection de sécurité en branche froide et a montré que le refroidissement du combustible resterait assuré.

Compte tenu des résultats des contrôles réalisés sur le réacteur de Civaux, EDF a décidé de mettre préventivement à l'arrêt ses quatre réacteurs de type N4, jugés les plus sensibles, et a engagé un programme approfondi de contrôle et d'expertise sur ses réacteurs en exploitation, en anticipant dans certains cas leur arrêt pour réaliser des contrôles.

Ce programme ainsi que les études menées en parallèle ont permis d'identifier des facteurs susceptibles d'influer sur l'apparition de la CSC, ainsi que les réacteurs qui y sont le plus sensibles (réacteurs de types N4 et P'4). Il a ainsi été montré que la réparation de soudures lors de la fabrication des tuyauteries constitue un facteur influent, lorsque la réparation est effectuée sous certaines conditions. La géométrie des tuyauteries et les contraintes thermomécaniques auxquelles elles sont soumises ont également été identifiées comme des facteurs susceptibles d'influer sur l'apparition de la CSC. Ainsi, la différence de géométrie des lignes, qui détermine la position et l'ampleur des contraintes thermiques, expliquerait la différence de sensibilité entre les types de réacteurs. Le taux d'oxygène présent dans l'écoulement pendant l'exploitation pourrait également avoir un rôle : ce facteur fait encore l'objet d'études.

Ce programme a permis la définition d'une stratégie priorisée de contrôle et de réparation à l'échelle du parc de réacteurs français. EDF a ainsi réalisé prioritairement des contrôles sur l'ensemble des réacteurs de type N4. Les contrôles par ultrasons ne permettaient pas initialement d'identifier les soudures affectées par la CSC, ce qui a nécessité la réalisation de nombreux contrôles destructifs. De ce fait, pour les portions des lignes d'injection de sécurité des réacteurs de type P'4 et N4 potentiellement affectées, EDF a fait le choix de privilégier leur remplacement préventif. EDF a également développé et mis en œuvre de nouveaux procédés de contrôle par ultrasons plus performants, évitant dès lors toute découpe de ligne non affectée.

EDF a étendu les contrôles aux soudures qui avaient fait l'objet de réparation sur les circuits d'injection de sécurité et de refroidissement du réacteur à l'arrêt. Enfin, EDF a mis en œuvre un programme de contrôle par sondage des soudures des autres tuyauteries en acier inoxydable de circuits auxiliaires connectés au circuit primaire des réacteurs, afin de vérifier l'absence de sensibilité à la corrosion sous contrainte de ces tuyauteries.

Sur le plan international, EDF a informé ses pairs, en particulier au sein de WANO et l'ASNR a également informé régulièrement ses homologues étrangers, compte tenu que ce phénomène est susceptible de survenir également dans les réacteurs qu'ils contrôlent.

A la suite de travaux menés par un ad hoc groupe, WENRA a émis des recommandations, en particulier concernant la prise en compte du risque de corrosion sous contrainte dans la définition du programme d'inspection des soudures en acier inoxydable des parties non isolables du circuit primaire ainsi que les procédés de réparation des soudures.

### ***Détection de fissures sur deux soudures réparées du circuit de refroidissement à l'arrêt du réacteur 2 de la centrale nucléaire de Civaux***

#### **Focus n°2 : Détection de fissures sur deux soudures réparées du circuit de refroidissement à l'arrêt du réacteur 2 de la centrale nucléaire de Civaux**

Depuis la découverte de fissures de corrosion sous contrainte en 2021 à la centrale de Civaux, certains tronçons du circuit de refroidissement à l'arrêt du réacteur 2 de cette centrale ont été remplacés en 2022. Des contrôles réalisés en 2025 sur les soudures des tronçons remplacés ont conduit à la détection de deux indications.

EDF a fait le choix de prélever ces soudures afin de réaliser des expertises de ces soudures, d'approfondir ses connaissances et d'alimenter ses travaux de R&D.

Les expertises menées, après découpage et prélèvement des tuyauteries concernées, ont montré la présence d'une fissure de corrosion sous contrainte sur l'une de ces deux soudures et d'une fissure de fatigue thermique sur l'autre. Les deux fissures sont de faible profondeur. EDF a démontré que des fissures de telle profondeur ne remettent en effet pas en cause la tenue des tuyauteries concernées.

Les investigations se poursuivent pour connaître la raison de la présence de ces défauts. Elles permettront de statuer sur d'éventuels besoins de révision de la stratégie de suivi en service des tuyauteries remplacées mise en œuvre à l'échelle du parc de réacteurs d'EDF, notamment en matière de définition des soudures devant faire l'objet de contrôles périodiques, de périodicité et de types de contrôles à réaliser. A ce stade, les contrôles réalisés par EDF sur les tronçons de tuyauterie neufs installés depuis 2022 dans le cadre des remplacements des tuyauteries sensibles à la CSC n'ont mis en évidence que ces deux fissures, pour plusieurs centaines de contrôles réalisés.

### Départs de feu sur les diesels d'ultime secours (DUS)

#### Focus n°3 : Campagnes d'inspections à la suite de plusieurs départs de feu sur les DUS

Les diesels d'ultime secours (DUS) sont des sources électriques installées en réponse aux prescriptions techniques de l'ASN émises à la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima. Leur rôle est d'alimenter les systèmes du « noyau dur », qui permettent d'assurer les fonctions fondamentales de sûreté dans des situations extrêmes.

La mise en service des DUS des réacteurs de 1300 MWe a été marquée par la survenue de plusieurs départs de feu. Parmi ceux-ci, les incidents de type « *candle fire* » sont les plus significatifs. Ce phénomène est lié à la conception atypique du moteur à pistons opposés de Fairbanks, qui présente deux vilebrequins disposés à des hauteurs différentes. Le vilebrequin supérieur, situé au-dessus du collecteur d'échappement, est lubrifié par une huile, qui, après l'arrêt du moteur, peut s'écouler par gravité jusqu'au collecteur d'échappement. Or, celui-ci n'étant pas conçu pour être étanche à l'huile, l'huile peut atteindre le calorifuge entourant le collecteur et l'imbibier. Lors d'un démarrage du DUS, en particulier s'il est rapide et que le moteur diesel est sollicité à sa puissance nominale, l'huile imprégnée dans le calorifuge monte en température et peut atteindre sa température d'auto-inflammation (environ 320 °C), entraînant ainsi un départ de feu. Ce risque est bien connu des exploitants américains utilisant des moteurs Fairbanks.

Le retour d'expérience sur ce type de moteur, ainsi que ses spécificités d'exploitation, étaient initialement peu connus d'EDF. Cependant, EDF a rapidement découvert l'existence d'un REX, accompagné de recommandations, chez les exploitants américains utilisant des moteurs Fairbanks. Sur la base de ces éléments, EDF a défini d'importants moyens et un plan d'action visant à remédier à ces situations. EDF a notamment proposé une évolution du programme d'essais visant à limiter l'accumulation d'huile dans les zones sensibles et à favoriser son élimination par évaporation. Les dispositions prévues dans ce plan d'action ont fait l'objet d'une instruction et d'un suivi rapprochés de la part de l'ASN.

Par ailleurs, l'ASN avait réalisé une inspection conjointe avec l'autorité de sûreté américaine (US-NRC) à l'usine Fairbanks de Beloit, dans le Wisconsin. Les échanges avec le motoriste avaient notamment mis en évidence la nécessité de renforcer le programme d'essais périodiques.



### *Coup de bélier dans les lignes d'alimentation ASG du réacteur 2 de la centrale nucléaire de Flamanville*

#### **Focus n°4 : Coup de bélier dans les lignes d'alimentation ASG du réacteur 2 de Flamanville**

Le 11 novembre 2023, le réacteur 2 de la centrale nucléaire de Flamanville est en état d'arrêt refroidi par les GV à la suite d'un fortuit., l'opérateur utilise la purge des générateurs de vapeur (GV), en l'appliquant successivement sur chaque GV. Cette opération nécessite de basculer la purge d'un GV à un autre toutes les 24 heures.

Lors d'un basculement d'un GV à un autre, l'opérateur arrête la purge sur un GV et la met en service sur un autre GV. A ce moment, le niveau de ce GV est de 45 % gamme étroite (GE). Toutefois, perturbé par un appel téléphonique pour une autre activité, l'opérateur ne démarre pas l'ASG alimentant ce GV, avant de lancer la purge sur ce GV. Privé d'alimentation en eau, son niveau baisse rapidement. Lorsque le niveau passe sous les 40 % GE, l'alarme sur bas niveau apparaît. En constatant le niveau GV de 37 % GE, et plutôt que d'arrêter la purge, l'opérateur lance un appoint par l'ASG : il augmente le débit jusqu'à 30 m<sup>3</sup>/h en moins de 3 minutes. Des bruits d'à-coup dans les tuyauteries d'alimentation en eau des GV sont alors entendus, tant par des intervenants qu'en salle de commande.

L'analyse de l'événement réalisée par EDF a mis en évidence les points suivants :

- une surveillance inadéquate du niveau des GV : dans l'état concerné (réacteur alimenté par l'ASG et non par l'ARE), un niveau minimum de 50 % GE devait être respecté. Cette consigne n'a pas été respectée ;
- une méconnaissance du risque de coup de bélier lié au passage sous 40 % GE, entraînant le dénoyage du tore ARE. Ce dénoyage, couplé à une montée en débit trop rapide du débit ASG, donne lieu à un apport d'eau froide trop massif, ce qui induit un phénomène de condensation quasi-instantané de la vapeur remontée dans le tore ARE, générant ainsi un coup de bélier ;
- la non-application d'une fiche d'alarme, qui stipule qu'en cas de passage imprévu ou incontrôlé sous le niveau de 50 %, il convient de limiter la dynamique de réalimentation par l'ASG afin de prévenir le phénomène de condensation rapide de la vapeur remontant dans le tore ARE suite à son dénoyage.

Les coups de bélier peuvent induire des sollicitations mécaniques non prises en compte à la conception, susceptibles de générer des dommages sur les tuyauteries. En application de l'arrêté du 10 novembre 1999 relatif à la surveillance en exploitation du CPP et des CSP, cet événement a nécessité une requalification partielle des circuits impactés par les coups de bélier. Cette requalification partielle s'est traduit par une inspection approfondie et la réalisation de contrôles non-destructifs sur les lignes ARE/ASG concernées, notamment dans le bâtiment réacteur. Ces opérations ont impliqué la mise en place d'échafaudages et le décalorifugeage préalable des tuyauteries. Les contrôles réalisés n'ont révélé aucun dommage. Toutefois, les activités associées ont généré un impact dosimétrique significatif.

### *Vidange incontrôlée du circuit primaire du réacteur 3 de la centrale nucléaire de Tricastin*

#### **Focus n°5 : Vidange incontrôlée du circuit primaire lors d'un essai périodique**

Le 15 novembre 2024, l'exploitant du réacteur 3 de la centrale nucléaire de Tricastin réalisait un essai périodique consistant à vérifier le fonctionnement du panneau de repli, qui est destiné à arrêter le



réacteur au cas où la salle de commande devrait être évacuée. Cet essai périodique portait sur le test d'une vanne (vanne 3 voies) connectée au circuit primaire.

Lors de l'essai réalisé par un opérateur au panneau de repli, la surveillance du niveau primaire est assurée par un opérateur en salle de commande. A la fin de l'essai, l'opérateur en salle de commande arrête la surveillance continue du niveau primaire. Il ne détecte pas que la vanne 3 voies est orientée, compte tenu de la logique du contrôle-commande dans cet état du réacteur, vers le circuit de traitement des effluents (TEP) et non vers le circuit RCV, ce qui conduit à une vidange du circuit primaire, et donc une baisse du niveau d'eau (baisse de 3 mètres) et de la pression dans le circuit primaire. Cette baisse du niveau primaire n'est détectée qu'au bout d'une heure par l'opérateur en salle de commande.

L'analyse de l'événement a mis en évidence la méconnaissance du fonctionnement de cette vanne dans cet état du réacteur (orientation vers TEP et non RCV lors du basculement) et une surveillance inadaptée des paramètres clés de la chaudière.

Le niveau d'eau dans le circuit primaire est toujours resté supérieur au niveau minimal requis ; en revanche, la pression du circuit primaire est passée sous la limite des STE. Cet événement n'a pas eu de conséquence sur l'installation, les personnes et l'environnement. Toutefois, la pression du circuit primaire étant restée sous la limite fixée par les RGE pendant une durée de trente-cinq minutes environ, cet événement a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

#### *Fuite sur le circuit primaire du réacteur 1 de la centrale nucléaire de Flamanville*

##### **Focus n°6 : Fuite sur le circuit primaire du réacteur 1 de la centrale nucléaire de Flamanville**

Le 22 mars 2025, alors que l'exploitant du réacteur 1 de la centrale nucléaire de Flamanville réalisait les derniers essais préalables aux opérations de recherche de criticité puis de divergence, à l'issue d'un arrêt prévu pour maintenance et rechargement, des détecteurs incendie situés à l'intérieur du bâtiment réacteur ont déclenché.

Dans le cadre de l'application de ses procédures, l'équipe de conduite a sollicité les secours extérieurs. En parallèle, elle a poursuivi l'analyse de la situation. Elle a déterminé que le déclenchement de la détection incendie n'était pas dû à un feu mais à une fuite d'eau du circuit primaire, sous forme de vapeur. Le débit de fuite étant supérieur au seuil fixé par les règles générales d'exploitation, l'équipe de conduite a appliqué les procédures de conduite en situation incidentelle et accidentelle, qui requièrent de baisser la pression et la température du circuit primaire.

Le débit de fuite était suffisamment faible pour être compensé par les moyens habituels d'appoint au circuit primaire. Cet événement n'a pas eu d'autre conséquence en matière de sûreté.

L'eau issue de la fuite a été collectée par les systèmes dédiés au sein du bâtiment réacteur. Le confinement du bâtiment réacteur est resté intègre au cours de l'événement. Cet événement n'a pas eu de conséquence pour l'environnement.

L'exploitant a mis en place un moyen de colmatage provisoire qui a permis de réduire le débit de fuite à quelques litres par heure, ce qui a permis de décharger le cœur et de réparer la fuite dans de bonnes conditions de sûreté.

L'exploitant a procédé à des investigations qui ont montré que la fuite était issue d'une fissure au niveau de la connexion entre une ligne de purge et un tronçon non-isolable du circuit de refroidissement à l'arrêt.

Le 25 mars 2025, EDF a déclaré à l'ASNR un événement significatif sur le réacteur 1 de la centrale nucléaire de Flamanville en raison du repli en application des procédures incidentelles et accidentelles.

L'ASNR a procédé à une inspection réactive le 26 mars 2025 afin de contrôler la façon dont l'évènement avait été géré et les dispositions mises en œuvre par l'exploitant pour le traitement de la situation.

EDF a mené des expertises afin de déterminer les causes de la fuite. Ces expertises ont conclu que la fissure avait été causée par de la fatigue vibratoire, alors que cette zone n'était pas identifiée comme sujette à de telles sollicitations. Avant le redémarrage du réacteur, des vérifications ont été menées par EDF sur d'autres tuyauteries et des mesures ont été faites pour contrôler le niveau de vibration sur la tuyauterie remplacée.

L'ASNR a demandé à EDF de fournir un plan d'action en vue de compléter l'analyse des causes précises de cette fissuration par fatigue et de vérifier que les tuyauteries similaires d'autres réacteurs ne présentent pas de risque semblable.

### 6.3. Réévaluation de sûreté des installations nucléaires et améliorations de sûreté associées

Conformément aux dispositions de l'article L. 593-18 du code de l'environnement, l'exploitant est tenu de mener tous les dix ans un réexamen périodique de ses installations. Les réexamens périodiques sont l'occasion privilégiée de procéder à des contrôles de grande ampleur et à des modifications des installations, destinées à en améliorer la sûreté en tenant compte de l'évolution des exigences, des pratiques et des connaissances ainsi que du retour d'expérience. Le mécanisme des réévaluations de sûreté est présenté au § 14.1. A l'issue des réexamens périodiques, l'ASNR peut édicter des prescriptions techniques encadrant la poursuite de fonctionnement des installations (L. 593-19 du code de l'environnement).

#### 6.3.1. Les améliorations sur les réacteurs nucléaires

Compte tenu de la similarité des réacteurs d'un palier, le réexamen périodique des réacteurs est, en pratique, réalisé en deux phases complémentaires : une première dite « générique », commune à tous les réacteurs d'un palier donné, ceux-ci ayant été conçus sur un modèle similaire ; une seconde dite « spécifique », qui prend en compte les caractéristiques propres à chaque installation, notamment sa localisation géographique.

##### *Réacteurs de 900 MWe*

Fin 2025, 25 réacteurs de 900 MWe auront effectué leur quatrième visite décennale et intégré les principales modifications associées au quatrième réexamen périodique.

Comme détaillé à l'Article 14, la réévaluation de la sûreté de ces réacteurs, et les améliorations qui en découlent, a été réalisée au regard des réacteurs de nouvelle génération, comme l'EPR, dont la conception répond à des exigences de sûreté significativement renforcées, notamment pour ce qui concerne la limitation des conséquences radiologiques des accidents sans fusion du cœur afin de réduire significativement l'occurrence de situations avec mise en œuvre de mesures de protection des populations ainsi que la réduction du risque d'accident avec fusion du cœur et la limitation de ses conséquences. A ce titre, EDF a étendu sa

démonstration de sûreté à la prévention et à la mitigation des accidents graves y compris en cas de situation extrême au-delà du dimensionnement et a défini des modifications majeures.

Certaines des modifications mises en œuvre sont détaillées ci-dessous et ont pour objectifs :

1. de diminuer la probabilité des accidents avec fusion du cœur ainsi que les conséquences radiologiques des accidents sans fusion du cœur : mise en œuvre de la réalimentation de la bache d'alimentation de secours des générateurs de vapeur par le circuit d'eau d'incendie, augmentation de la capacité de décharge du groupe de contournement de la turbine à l'atmosphère, interconnexion entre les diesels d'ultime secours du réacteur pair et du réacteur impair, abaissement de la limite en iode équivalent des spécifications radiochimiques de l'eau du circuit primaire... ;
2. d'éviter les rejets massifs et les effets durables dans l'environnement des accidents avec fusion du cœur : stabilisation du corium sous eau par renoyage passif après étalement à sec dans le puits de cuve et le local attenant RIC, évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte sans ouverture du dispositif d'éventage ;
3. de disposer d'un système diversifié de refroidissement en circuit fermé en cas de perte de moyens normaux de refroidissement des assemblages du combustibles usés en piscine ;
4. d'améliorer la résistance de l'installation aux agressions : renforcement de matériels ou circuits – pour les rendre robustes au séisme extrême, modifications (aérothermes, systèmes de ventilation...) pour réduire la température dans les locaux en situation de canicule, dispositions de protection contre la foudre...

### **Réacteurs de 1300 MWe**

Fin 2025, tous les réacteurs de 1300 MWe auront effectué leur troisième visite décennale et intégré les principales modifications associées au troisième réexamen périodique. Les études menées dans ce cadre ont conduit à des modifications qui améliorent de façon notable la sûreté des réacteurs de 1300 MWe, notamment vis-à-vis des objectifs de :

- réduction des conséquences radiologiques des accidents de dimensionnement, notamment par la mise en place d'une modification permettant d'éviter le débordement en eau du générateur de vapeur affecté en cas de rupture d'un tube de générateur de vapeur et ainsi limiter les rejets ;
- meilleure prise en compte de certaines agressions externes, notamment :
  - la mise en place de protection de matériels importants pour la sûreté vis à vis des projectiles générés par des vents violents ;
  - l'augmentation des capacités des systèmes de climatisation afin de maintenir, en situation de canicule, une température dans les locaux compatible avec le fonctionnement des matériels importants pour la sûreté ;
  - la prévention des risques d'explosion induits en cas de séisme par le renforcement de la tenue des circuits hydrogénés dans l'îlot nucléaire et en assurant l'arrêt automatique, en situation de séisme, des installations d'électrochloration.
- réduction du risque de découverture des assemblages de combustible entreposés en piscine, notamment en installant un dispositif d'isolement automatique de la ligne d'aspiration du circuit de refroidissement de la piscine en cas de détection d'un niveau d'eau très bas dans la piscine ;

- réduction du risque de rejets précoces en cas d'accident grave, en limitant les rejets d'iode gazeux radioactif grâce à l'installation de paniers de tétraborate de sodium et l'abaissement de la limite en iode équivalent des spécifications radiochimiques de l'eau du circuit primaire.

Les objectifs du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe sont similaires à ceux du 4<sup>ème</sup> réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe. En 2026, le premier réacteur de 1300 MWe aura effectué sa quatrième visite décennale et intégré les principales modifications associées au quatrième réexamen périodique.

### ***Réacteurs de 1450 MWe***

Les quatre réacteurs de 1450 MWe ont déjà effectué leur seconde visite décennale durant laquelle les modifications issues du deuxième réexamen périodique sont mises en œuvre. Les études menées dans ce cadre ont conduit à des modifications qui améliorent de façon notable la sûreté de ces réacteurs, notamment vis-à-vis des objectifs de :

- réduction des conséquences radiologiques des accidents de dimensionnement, notamment par l'amélioration de l'étanchéité de l'enceinte de confinement (réduction des fuites liées aux traversées sensibles, des fuites au niveau de la bache PTR et pose de revêtements sur l'enceinte interne) et l'amélioration de la conduite des accidents de rupture de tube de générateur de vapeur ;
- réduction des conséquences radiologiques des accidents avec fusion du cœur et des risques de rejets précoces et importants, notamment par l'implantation de paniers de tétraborate de sodium afin de limiter les rejets d'iode et le renforcement de certains équipements participant au confinement non conçus initialement pour fonctionner en cas de fusion du cœur (Système de filtration de l'espace entre enceinte et Système de réinjection des fuites RIS/EAS dans le bâtiment réacteur) ;
- réduction à un niveau résiduel du risque de découverture d'un assemblage de combustible entreposé dans la piscine par vidange, notamment par la mise en place d'automatismes de fermeture des vannes de vidange et de la vanne d'aspiration sur niveaux bas ;
- renforcement de la protection des installations vis-à-vis des risques d'explosion (parcs à gaz, protections de tuyauteries H2, implantation de détecteurs H2, asservissements, matériel ATEX ...), des grands chauds (implantation et remplacement de groupes froids, remplacement de matériels électriques sensibles...), des risques sismiques (démarche séisme événements / renforcement de la passerelle inter salle des machines de Civaux...).

Les objectifs du troisième réexamen périodique des réacteurs de 1450 MWe sont similaires à ceux du 4<sup>ème</sup> réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe.

### **6.3.2. Les améliorations sur le réacteur à haut flux (RHF) de l'Institut Laue-Langevin (ILL)**

Les améliorations de sûreté issues du dernier réexamen de 2017 visaient une résistance accrue de l'installation aux agressions internes et externes.

Les principales améliorations portent sur :

- la fiabilisation de la chaîne de levage du pont polaire du niveau D et le renforcement au séisme Noyau Dur du pont du niveau C ;
- la sécurisation de l'inventaire en tritium en transformant le tritium gazeux en eau tritiée ;
- l'ajout de dispositions de maîtrise du risque d'incendie : système d'extinction automatique sur les aires expérimentales du bâtiment réacteur et dans les zones contrôlées rouges ;

- la fiabilisation de l'étanchéité de la partie indénoyable du canal 2 et la mise en sécurité de l'assemblage en cas de séisme.

## Article 7 Cadre communautaire, législatif et réglementaire

### ARTICLE 7 CADRE COMMUNAUTAIRE, LÉGISLATIF ET RÉGLEMENTAIRE

*Chaque Partie contractante établit et maintient en vigueur un cadre législatif et réglementaire pour régir la sûreté des installations nucléaires.*

*Le cadre législatif et réglementaire prévoit :*

- i) l'établissement de prescriptions et de règlements de sûreté nationaux pertinents ;*
- ii) un système de délivrance d'autorisations pour les installations nucléaires et l'interdiction d'exploiter une installation nucléaire sans autorisation ;*
- iii) un système d'inspection et d'évaluation réglementaires des installations nucléaires pour vérifier le respect des règlements applicables et des conditions des autorisations ;*
- iv) des mesures destinées à faire respecter les règlements applicables et les conditions des autorisations, y compris la suspension, la modification ou le retrait de celles-ci.*

## 7.1. Etablissement d'un cadre législatif et réglementaire

### 7.1.1. Aperçu du cadre législatif et réglementaire

Le cadre législatif et réglementaire en France pour la sûreté des installations nucléaires et la radioprotection repose sur un système à quatre niveaux :

- Niveau 1 : les lois élaborées par le Parlement,
- Niveau 2 : les décrets et arrêtés élaborés par le Gouvernement,
- Niveau 3 : les décisions élaborées par l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection,
- Niveau 4 : les guides élaborés par l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection

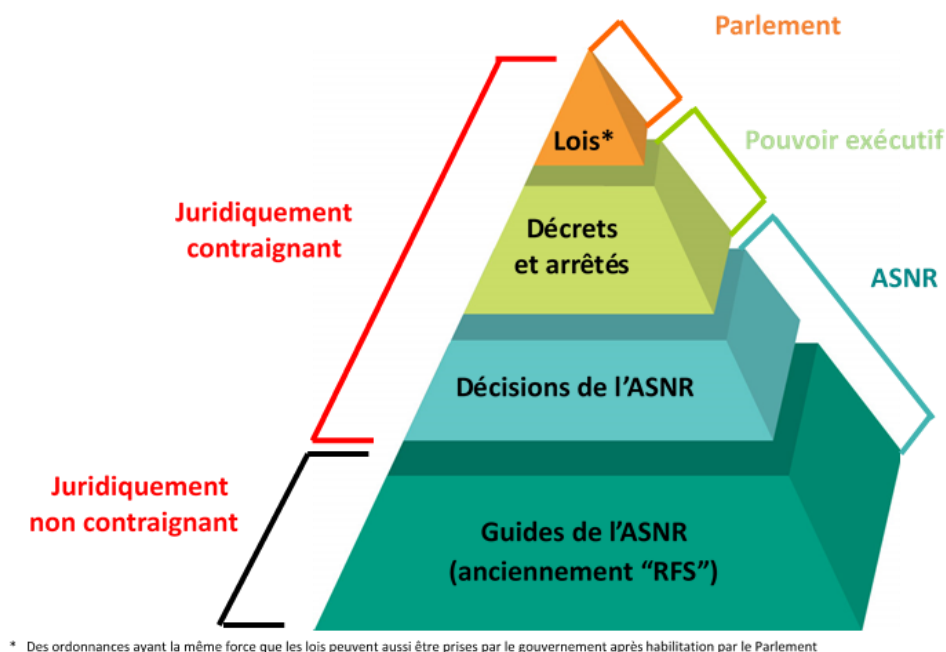


Figure 1: Niveaux du cadre législatif et réglementaire

Le code de l'environnement établit un régime spécifique pour certaines installations mettant en œuvre des matières radioactives ou fissiles ou des faisceaux de particules « *en raison des risques ou inconvénients qu'elles peuvent présenter pour la sécurité, la santé et la salubrité publiques ou la protection de la nature et de l'environnement.* » (article L. 591-1). Ces installations sont dénommées « installations nucléaires de base » ou INB. Les réacteurs nucléaires en font partie. La sécurité, la santé et la salubrité publiques ou la protection de la nature et de l'environnement mentionnés ci-dessus sont dénommés « intérêts protégés ». Ces intérêts englobent la sûreté nucléaire et la radioprotection.

Les parties législatives et réglementaires du code de l'environnement contiennent l'essentiel des dispositions relatives à l'autorisation de création des INB, leur contrôle et les sanctions en ce domaine. Les dispositions propres aux INB sont, pour la partie législative, contenues aux articles L. 593-1 et suivants de ce code, et pour la partie réglementaire, aux articles R. 593-1 et suivants du même code.

Les dispositions législatives du code de l'environnement (articles L.591-1 à L.597-46) et l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base assurent la transposition de la directive 2009/71/Euratom du 25 juin 2009 établissant un cadre communautaire pour la sûreté nucléaire des installations nucléaires. Cette directive a été modifiée par la directive 2014/87 du 8 juillet 2014.

Dans le code de l'environnement, se trouvent aussi :

- les dispositions propres aux missions et attributions de l'ASNR, aux articles L. 592-1 et L. 592-19 et suivants et R. 592-8 à R. 592-16 et R. 592-21 et suivants du code de l'environnement ;
- les dispositions intéressant l'information, la participation des citoyens (L. 121-1 et R. 121-1 et L. 123-1 et suivants du code de l'environnement), les commissions locales d'information, la transparence en matière nucléaire et le droit à l'information (L. 125-10 et suivants du même code) ;
- les dispositions financières comme celles relatives à la constitution d'actifs en matière de démantèlement (L. 594-1 et D. 594-1 du même code) mais également celles sur la gestion durable des matières et des déchets radioactifs (L. 542-1 et suivants et R. 542-1 du même code) ;
- les dispositions relatives aux équipements sous pression nucléaires (L. 557-1 et suivants, L. 595-2 et suivants et R. 557-1-1 et suivants du même code).

Des arrêtés et des décisions réglementaires de l'ASNR précisant la législation régissent également le domaine.

Des guides de l'ASNR contiennent des recommandations qui précisent des objectifs de sûreté et décrivent des pratiques que l'ASNR juge satisfaisantes pour respecter ceux-ci. Il ne s'agit pas de textes réglementaires.

### 7.1.2. Ratification des conventions et des instruments juridiques internationaux

L'article 52 de la Constitution française prévoit que le Président de la République négocie et ratifie les traités, ce qui inclut les conventions internationales. Les conventions ratifiées sont publiées au Journal officiel de la République française (JORF).

Les conventions liées à la sûreté nucléaire ratifiées et publiées par la France sont notamment :

- la Convention sur la sûreté nucléaire, qui a été publiée au JORF par le décret du 31 octobre 1996. En 2015, les Parties contractantes à la convention, prenant acte des enseignements de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, ont adopté la déclaration de Vienne sur la sûreté nucléaire ;
- la Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs, qui a été publiée au JORF par le décret du 5 novembre 2001 ;

- la Convention sur la responsabilité civile dans le domaine de l'énergie nucléaire (convention de Paris de 1960). La France a de plus ratifié les protocoles signés le 12 février 2004 qui ont renforcé les conventions de Paris du 29 juillet 1960 et de Bruxelles du 31 janvier 1963 relatives à la responsabilité civile dans le domaine de l'énergie nucléaire ;
- la Convention sur la notification rapide d'un accident nucléaire, qui a été publiée par le décret du 2 juin 1989 ;
- la Convention sur l'assistance en cas d'accident nucléaire ou de situation d'urgence radiologique, qui a été publiée par le décret du 2 juin 1989 ;
- la Convention d'Espoo<sup>2</sup>, sur l'évaluation de l'impact sur l'environnement dans un contexte transfrontière, qui a été publiée par le décret du 5 décembre 2001 ;
- la Convention sur l'accès à l'information, la participation du public au processus décisionnel et l'accès à la justice en matière d'environnement<sup>3</sup>, publiée par le décret du 12 septembre 2002 ;
- le traité Euratom<sup>4</sup>, qui a été signé le 25 mars 1957 à Rome par la France. Il est entré en vigueur en 1958.

## 7.2. Contenu du cadre réglementaire

### 7.2.1. Réglementation technique générale

#### 7.2.1.1. Les arrêtés

##### *L'« arrêté INB » du 7 février 2012*

Pris en application de l'article L. 593-4 du code de l'environnement, l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux INB, dit « arrêté INB », définit les règles générales sur la conception, la construction, le fonctionnement, la mise à la fermeture et le démantèlement des installations nucléaires de base ainsi que l'arrêt définitif, l'entretien et la surveillance des installations de stockage de déchets radioactifs pour la protection des intérêts protégés par l'article L. 593-1 du même code (voir § 7.1.1). Il intègre notamment dans le droit français des règles correspondant aux meilleures pratiques internationales. Il reprend et renforce la réglementation antérieure en donnant notamment un fondement juridique à des demandes de l'ASNR.

Cet arrêté contient :

- des dispositions sur l'organisation de l'exploitant et ses responsabilités, détaillées dans les paragraphes précisant le cadre réglementaire des chapitres 10, 11, 12, 13, 14 et 19 ;
- des dispositions sur le système de management de la sûreté, détaillées dans les paragraphes relatifs au cadre réglementaire des chapitres 10, 13, 14 et 19 ;
- des dispositions relatives aux SSC afin qu'ils assurent les fonctions qui leur sont assignées, détaillées dans les paragraphes précisant le cadre réglementaire des chapitres 13, 14, 18 et 19 ; en particulier, des

<sup>2</sup> La convention d'Espoo contraint l'Etat dans lequel un projet est prévu à examiner les incidences environnementales de ce dernier sur les Etats voisins et prévoit que l'Etat où est prévu le projet notifie à la partie touchée de l'Etat voisin tout projet susceptible d'avoir un impact transfrontalier préjudiciable important sur l'environnement. Elle donne la possibilité à l'Etat voisin de participer à la procédure d'étude de l'impact sur l'environnement.

<sup>3</sup> La convention dite convention d'Aarhus comporte trois objectifs : améliorer l'accès des citoyens et des associations à l'information sur l'environnement, permettre une large participation de ceux-ci au processus décisionnel et faciliter leur accès à la justice en matière de dommages causés à l'environnement.

<sup>4</sup> Le traité Euratom a pour objectif le développement de l'énergie nucléaire en assurant la protection de la population et des travailleurs contre les effets nocifs des rayonnements ionisants.



dispositions de cet arrêté prévoient l'identification par l'exploitant des éléments importants pour la protection (EIP)<sup>5</sup> des intérêts protégés. Ces EIP font l'objet d'une qualification, proportionnée aux enjeux, visant notamment à garantir la capacité desdits éléments à assurer les fonctions qui leur sont assignées vis-à-vis des sollicitations et des conditions d'ambiance associées aux situations dans lesquelles ils sont nécessaires ;

- des dispositions relatives aux activités dites importantes pour la protection des intérêts protégés (AIP)<sup>6</sup>, détaillées dans les paragraphes précisant le cadre réglementaire des chapitres 12 et 13 ; en particulier, des dispositions de cet arrêté prévoient l'identification par l'exploitant des activités importantes pour la protection (AIP) des intérêts protégés. Ces activités, leurs contrôles techniques, les actions de vérification et d'évaluation font l'objet d'une documentation et d'une traçabilité permettant de démontrer a priori et de vérifier a posteriori le respect des exigences définies ;
- des dispositions concernant les prélèvements d'eau, les rejets d'effluents et leur surveillance détaillées dans le paragraphe précisant le cadre réglementaire du chapitre 15 ;
- des dispositions concernant la conception, détaillées dans les paragraphes précisant le cadre réglementaire des chapitres 17 et 18 ;
- des dispositions concernant la gestion des situations d'urgence, détaillées dans le paragraphe précisant le cadre réglementaire du chapitre 16 ;
- des dispositions relatives à l'analyse et la déclaration des événements significatifs, détaillées dans le paragraphe précisant le cadre réglementaire du § 19.6.

Par ailleurs, cet arrêté comprend des dispositions relatives à l'information du public.

Après dix ans d'application de cet arrêté, sa révision est en cours. Les exploitants et l'ASN ont ainsi dressé le retour d'expérience de l'application de cet arrêté et ont identifié les dispositions qui nécessitent des évolutions, à savoir les notions d'EIP et d'AIP, l'identification et le traitement des écarts, la surveillance de la chaîne de sous-traitance, les règles générales d'exploitation, les risques non radiologiques dans la démonstration de sûreté, la gestion des déchets, le démantèlement, la gestion des situations d'urgence et les dispositions en matière de protection de l'environnement

Le ministère chargé de la sûreté nucléaire a confié à l'ASN la préparation de cette révision. L'ASN a ainsi réuni à plusieurs reprises les exploitants, sur chacun des thèmes identifiés, afin de définir les évolutions nécessaires et d'apprécier leurs impacts. L'ASN s'est attaché à simplifier, dans la mesure du possible, les dispositions et à veiller, en tout état de cause, à ne pas accroître la complexité du texte.

La révision de cet arrêté sera soumise à la consultation du public.

### ***Les arrêtés relatifs aux équipements sous pression***

Les INB comprennent deux types d'équipements sous pression :

- les équipements sous pression nucléaires (ESPN) qui composent les circuits primaires et secondaires principaux (CPP et CSP) des réacteurs à eau sous pression ainsi que les équipements sous pression nucléaires (ESPN) qui confinent des produits radioactifs ;

<sup>5</sup> Les EIP sont définis comme assurant des fonctions qui permettent de démontrer que les intérêts sont protégés de manière suffisante.

<sup>6</sup> Les AIP sont définies comme participant aux dispositions qui permettent de démontrer que les intérêts sont protégés de manière suffisante.

- les équipements sous pression conventionnels (ESP) qui confinent des fluides non radioactifs (ou dont la radioactivité peut être négligée).

Les dispositions réglementaires des équipements sous pression reposent sur les principes suivants :

- la conception et la fabrication des équipements doivent être compatibles avec le respect d'exigences essentielles de sécurité, qui sont définies par la réglementation nationale en s'appuyant sur les annexes de la directive européenne de 2014/68/UE du Parlement européen et du Conseil du 15 mai 2014 relative à l'harmonisation des législations des États membres concernant la mise à disposition sur le marché des équipements sous pression. Ces exigences concernent à la fois l'analyse des risques relative à l'équipement, le caractère approprié des matériaux et des procédés de fabrication relativement aux utilisations prévues, les contrôles non destructifs, etc. Ces exigences sont adaptées suivant la nature et les risques présentés par l'équipement, en tenant compte de certaines spécificités pour les ESPN, dont le caractère radioactif du fluide ;
- le respect de ces exigences essentielles doit être assuré pendant toute la durée de vie de l'équipement, ce qui est assuré au travers des exigences de suivi en service. Suivant le niveau de risque associé, ces exigences peuvent inclure des inspections périodiques ou des opérations de requalification périodique.

Le circuit primaire principal et le circuit secondaire principal des REP font l'objet d'exigences de suivi en service spécifiques, compte tenu du rôle essentiel de ces circuits et des implications potentielles en cas de rupture. L'arrêté du 10 novembre 1999 impose ainsi la constitution d'un dossier de référence réglementaire qui prévoit les contrôles et examens non destructifs adaptés à l'ensemble des chargements, situations et modes de vieillissement auxquels ces circuits sont susceptibles d'être confrontés. Ils sont soumis à des contrôles de requalification périodique tous les dix ans, avec épreuve hydraulique, sous contrôle direct de l'ASNR. La réalisation de ces contrôles coïncide avec la réalisation des réexamens périodiques des réacteurs.

La fabrication des équipements sous pression est encadrée par deux textes réglementaires :

- pour les ESPN, l'arrêté du 30 décembre 2015 (qui fixe aussi les exigences de suivi en service applicables aux autres ESPN que ceux qui forment les CPP et CSP des REP).
- pour les ESP, la directive européenne qui est également applicable aux ESP destinés aux installations conventionnelles.

#### 7.2.1.2. *Réglementation technique émise par l'ASNR*

##### *Les décisions réglementaires à caractère technique prises par l'ASNR*

En application du code de l'environnement, l'ASNR peut prendre, pour préciser les décrets<sup>7</sup> et arrêtés<sup>8</sup> pris en matière de sûreté nucléaire ou de radioprotection, des décisions réglementaires qui sont soumises à l'homologation du ministre chargé de la sûreté nucléaire ou de la radioprotection (articles L. 593-19 et L. 592-20 et article R. 592-17 du code de l'environnement). Cette homologation a pour objectif de s'assurer que la réglementation qu'adopte l'ASNR respecte la réglementation de niveau supérieur (décret et arrêté) qu'elle précise. L'homologation est un acte en tout ou rien : les ministres homologuent ou refusent l'homologation (le

<sup>7</sup> Un décret est un acte réglementaire ou individuel pris par le Premier ministre. Cet acte fait partie des compétences réservées au pouvoir exécutif par la Constitution.

<sup>8</sup> Un arrêté est un acte administratif pris par une autorité administrative autre que le Président de la République ou le Premier ministre. L'arrêté est inférieur au décret. L'arrêté peut être pris par les ministres, les préfets, les maires, les présidents de conseils départementaux ou régionaux.

refus doit être motivé (voir article R. 592-20 du code de l'environnement)), et ne peuvent en aucun cas modifier les décisions de l'ASNR.

Les décisions réglementaires de l'ASNR précisent notamment les dispositions de l'arrêté « INB ». La réglementation technique est homogène avec celle des autres États européens puisqu'elle intègre les « niveaux de référence » de l'association des Autorités de sûreté européennes WENRA. Cette réglementation prend en compte le retour d'expérience acquis dans le cadre de l'exploitation des installations. Les décisions à caractère réglementaire de l'ASNR sont listées en Annexe B.

### ***Les guides de l'ASNR et les règles fondamentales de sûreté***

Sur divers sujets techniques, l'ASN a élaboré des règles fondamentales de sûreté (RFS), puis des guides. Ces documents contiennent des recommandations qui précisent des objectifs de sûreté et décrivent des pratiques que l'ASN juge satisfaisantes pour respecter ceux-ci. Il ne s'agit pas de textes réglementaires. Un exploitant peut ne pas suivre ces recommandations s'il démontre que les moyens alternatifs qu'il propose de mettre en œuvre permettent d'atteindre les objectifs fixés.

La plus haute juridiction administrative (Conseil d'Etat) a jugé qu'à la différence des prescriptions qui complètent les décrets et arrêtés pris en matière de sûreté nucléaire, les règles fondamentales de sûreté sont dépourvues de caractère impératif.

Les guides tiennent compte des prescriptions de sûreté pour la conception des réacteurs issues des publications de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) et des niveaux de référence, objectifs de sûreté ou recommandations publiés par l'association des responsables d'autorités de sûreté nucléaire des pays d'Europe de l'Ouest (WENRA).

L'ASN a édité le guide n° 35 indiquant comment les niveaux de référence de WENRA relatifs aux réacteurs ont été pris en compte dans la réglementation.

#### **Focus n°7 : Guide n°35 - Déclinaison des niveaux de référence de sûreté de WENRA pour les réacteurs électronucléaires en fonctionnement**

L'association WENRA s'est fixée comme mission principale d'harmoniser, de façon volontaire, les réglementations nationales de ses pays membres, en visant le plus haut niveau de sûreté raisonnablement possible. A cette fin, WENRA a développé un ensemble de niveaux de référence de sûreté pour les centrales nucléaires en fonctionnement.

Le guide n° 35 de l'ASN publié en 2023 permet la déclinaison complète de ces niveaux de référence de sûreté, qui portent sur les dispositions techniques et organisationnelles en matière de maîtrise des risques d'accident de nature radiologique et de leurs conséquences. Pour chaque niveau, il identifie les bonnes pratiques de mise en œuvre et rappelle les textes réglementaires et les guides de l'ASN correspondants. Pour les niveaux de référence qui n'étaient pas encore transposés, le guide précise ou complète la déclinaison.

Le guide est applicable en premier lieu aux réacteurs électronucléaires en fonctionnement, néanmoins ses recommandations constituent également une référence pour la conception ou la construction de nouveaux réacteurs.

La liste des RFS et des guides est consultable sur le site internet de l'ASNR.

### 7.2.1.3. *Processus d'élaboration des documents réglementaires et para-réglementaires*

Le processus d'élaboration d'un texte réglementaire ou para-réglementaire comprend plusieurs étapes décrites dans le guide n°25 de l'ASN.

Le document d'orientation et de justification (DOJ) constitue le point de départ de tout nouveau texte. Il présente l'objet du texte et sa nature (décision, guide...), les types d'installations ou d'activités visées, les objectifs du texte avec les raisons de son élaboration ou de sa modification, les textes réglementaires et les guides associés ou en lien (amont, à décliner, à créer, à modifier ou à abroger...), les normes et recommandations internationales (AIEA, CIPR, WENRA) existantes sur la thématique du texte.

Il indique aussi l'organisation retenue pour élaborer le texte (groupe de travail, parties prenantes extérieures), les étapes d'élaboration et de validation ainsi que les consultations obligatoires ou jugées opportunes, le calendrier prévisionnel des principales étapes d'élaboration jusqu'à la publication et l'entrée en vigueur du texte.

Les parties prenantes consultées sont très diverses : associations de protection de l'environnement, commissions locales d'information, exploitants, collectivités territoriales, administrations, organismes divers.

## 7.2.2. **Les procédures d'autorisation**

### 7.2.2.1. *Aperçu des procédures d'autorisation*

La législation prévoit plusieurs autorisations relatives aux INB :

- l'autorisation de création d'une INB (L. 593-7 du code de l'environnement) ;
- l'autorisation de mise en service (L. 593-11 du même code) ;
- l'autorisation de changement d'exploitant (R. 593-41 du même code) ;
- l'autorisation de modification substantielle d'une INB (I et II de l'article L. 593-14 du même code) et celle pour certaines modifications notables (L. 593-15 du même code).

Bien qu'il ne fasse pas l'objet d'une autorisation, le démantèlement, après que l'exploitant a déclaré au ministre chargé de la sûreté nucléaire et à l'ASNR l'arrêt définitif de son INB, est réalisé dans les conditions prescrites par le décret de démantèlement.

Les paragraphes suivants précisent les dispositions du code de l'environnement.

### ***Les options de sûreté***

Un industriel envisageant d'exploiter une INB peut demander à l'ASNR, avant même de s'engager dans la procédure d'autorisation, un avis sur tout ou partie des options qu'il a retenues pour assurer la sûreté de son installation (article R. 593-14 du code de l'environnement). L'avis de l'ASNR est notifié au demandeur et prévoit les éventuelles études et justifications complémentaires qui seront nécessaires pour une éventuelle demande d'autorisation de création. Cette procédure préparatoire ne se substitue pas aux examens réglementaires ultérieurs mais vise à les faciliter.

### ***La demande d'autorisation de création***

La demande d'autorisation de création d'une INB est déposée par un exploitant auprès du ministre chargé de la sûreté nucléaire et une copie de cette demande auprès de l'ASNR (R. 593-15 du code de l'environnement). La demande est accompagnée d'un dossier composé de plusieurs pièces parmi lesquelles figurent le plan détaillé

de l'installation, l'étude d'impact, la version préliminaire du rapport de sûreté, l'étude de maîtrise des risques et le plan de démantèlement (R. 593-16 du même code).

Lorsqu'un avis de l'ASNR a été rendu dans les conditions définies à l'article R. 593-14, la version préliminaire du rapport de sûreté identifie les questions déjà étudiées dans ce cadre, les études complémentaires effectuées et les justifications complémentaires apportées, notamment celles demandées par l'autorité dans son avis. Le cas échéant, elle présente les modifications ou les compléments apportés aux options ayant fait l'objet de l'avis de l'autorité (R. 593-18 du code de l'environnement).

L'ASNR instruit les demandes d'autorisation de création des INB (L. 592-29 du code de l'environnement).

### ***Le décret d'autorisation de création (DAC)***

Au vu de l'instruction technique réalisée par l'ASNR et des résultats des consultations, un avant-projet de décret relatif à l'autorisation de création de l'installation est élaboré par le ministre chargé de la sûreté nucléaire qui l'adresse à l'exploitant (article R. 593-25 du code de l'environnement). L'exploitant dispose d'un délai de deux mois pour présenter ses observations. Le ministre recueille également l'avis de l'ASNR. Les exploitants et la commission locale d'information (CLI) ont la possibilité d'être entendus par le collège de l'ASNR avant que celui-ci ne rende son avis.

Le ministre chargé de la sûreté nucléaire élabore le projet de décret qui est soumis, pour avis, à l'Autorité de sûreté nucléaire et radioprotection (R. 593-25 du même code). L'autorisation de création d'une INB est accordée par décret du Premier ministre pris sur le rapport du ministre chargé de la sûreté nucléaire (R. 593-26 du code de l'environnement).

Le décret d'autorisation de création définit le périmètre de l'installation et fixe le délai de mise en service de l'installation (article L. 593-8 du code de l'environnement). Il ne fixe pas de durée d'autorisation. Il mentionne des éléments essentiels que requièrent la protection de la sécurité, de la santé et de la salubrité publiques, ainsi que la protection de la nature et de l'environnement, qui sont les intérêts protégés énumérés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement.

### ***Les prescriptions définies par l'ASNR associées au DAC***

L'ASNR définit les prescriptions relatives à la conception, à la construction et à l'exploitation de l'INB, qu'elle estime nécessaires pour la protection des intérêts (la sécurité, la santé et la salubrité publiques ou la protection de la nature et de l'environnement).

L'ASNR définit également les prescriptions relatives aux prélèvements d'eau de l'INB et aux rejets issus de l'INB. Les prescriptions spécifiques fixant les limites des rejets de l'INB (en construction ou en fonctionnement) dans l'environnement sont soumises à l'homologation du ministre chargé de la sûreté nucléaire.

### ***L'autorisation de mise en service d'une INB***

La mise en service correspond à la première mise en œuvre de matières nucléaires dans l'installation (R. 593-29 du code de l'environnement). En vue de la mise en service d'une INB, l'exploitant adresse à l'ASNR un dossier comprenant la mise à jour du rapport de sûreté de l'installation « telle que construite », les règles générales d'exploitation, le plan d'urgence interne et le plan de démantèlement.

L'autorisation de mise en service d'une INB est délivrée par l'ASNR. L'ASNR vérifie que l'INB respecte les objectifs et les règles définis par les articles L. 593-1 à L. 593-6-1 du code de l'environnement. Dans ce cas, elle

autorise sa mise en service, notifie cette autorisation à l'exploitant et la communique au ministre chargé de la sûreté nucléaire et au préfet, ainsi qu'à la commission locale d'information (R. 593-33 du code de l'environnement). Le processus de mise en service d'une INB est détaillé au § 19.1.

### ***L'autorisation de modification d'une INB***

Toute modification substantielle de l'installation fait l'objet d'une procédure similaire à celle d'une demande d'autorisation de création (II du L. 593-14 du code de l'environnement).

Une modification est considérée comme substantielle dans les cas suivants :

- un changement de la nature de l'installation ou un accroissement de sa capacité maximale ;
- une modification des éléments ayant conduit à son autorisation ;
- un ajout, dans le périmètre de l'installation, d'une nouvelle installation nucléaire de base (R. 593-44 et 45 du code de l'environnement).

Les autres modifications constituent des modifications « notables » de l'installation et sont soumises, en fonction de leur importance, soit à déclaration auprès de l'ASNR, soit à l'autorisation de l'ASNR (L. 593-15 du code de l'environnement).

L'ASN a adopté, le 30 novembre 2017, la décision « modifications notables » des INB, qui précise les critères permettant de distinguer les modifications notables devant être soumises à autorisation de l'ASNR de celles soumises à déclaration, ainsi que les critères relatifs aux modifications non notables. Cette décision définit par ailleurs les exigences applicables à la gestion des modifications notables, notamment les modalités de contrôle interne que doivent mettre en œuvre les exploitants. Cette décision confirme la responsabilité des exploitants pour la gestion des modifications notables de leurs installations, tout en veillant à ce qu'ils s'appuient sur une organisation adaptée et permet à l'ASNR de proportionner davantage son contrôle aux enjeux de chaque modification.

### ***Les autorisations relatives aux autres installations situées dans le périmètre d'une INB***

À l'intérieur du périmètre d'une INB, sont implantés :

- l'INB ;
- des équipements et installations nécessaires à l'exploitation de l'INB ;
- des équipements et installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE)<sup>9</sup> qui n'ont pas de lien nécessaire avec l'INB.

Les équipements nécessaires à l'exploitation de l'INB sont intégralement soumis au régime des INB même si techniquement ils sont assimilables à des installations classées.

Les autres équipements situés dans le périmètre de l'INB, mais non nécessaires à cette dernière, et qui relèvent par leur nature d'un autre régime administratif (IOTA - installations, ouvrages, travaux ou activités ayant une incidence sur l'eau - ou ICPE) restent soumis à ce régime (I de l'article L. 593-33 du code de l'environnement). C'est néanmoins l'ASNR qui a la compétence pour prendre les mesures individuelles et en assurer le contrôle.

<sup>9</sup> Les ICPE sont des installations non nucléaires soumises à une réglementation spécifique.

### ***Le décret de démantèlement***

Lorsque le fonctionnement d'une installation nucléaire de base ou d'une partie d'une telle installation est arrêté définitivement, l'exploitant doit procéder au démantèlement dans un délai aussi court que possible, dans des conditions économiquement acceptables (en application de l'article L. 593-25 du code de l'environnement).

Le dossier de démantèlement présenté par l'exploitant est soumis aux mêmes consultations et enquêtes que celles applicables aux demandes d'autorisation de création de l'INB et selon les mêmes modalités.

Le démantèlement d'une installation est prescrit par un décret, pris après avis de l'ASNR. Le décret de démantèlement fixe notamment les caractéristiques du démantèlement et son délai de réalisation. Jusqu'à l'entrée en vigueur du décret de démantèlement, l'installation reste soumise aux dispositions de son décret d'autorisation de création et aux prescriptions de l'ASNR, lesquelles peuvent être complétées ou modifiées si nécessaire.

A l'issue du démantèlement de l'installation, l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection soumet à l'homologation du ministre chargé de la sûreté nucléaire une décision portant son déclassement (L. 593-30 du code de l'environnement). Elle est alors retirée de la liste des INB.

### ***L'évaluation environnementale***

Le code de l'environnement prévoit que les projets qui, par leur nature, leur dimension ou leur localisation, sont susceptibles d'avoir des incidences notables sur l'environnement ou la santé humaine font l'objet d'une évaluation environnementale en fonction de critères et de seuils définis par voie réglementaire et, pour certains d'entre eux, après un examen dit « au cas par cas ».

En ce qui concerne les installations nucléaires de base (INB), sont concernées :

- la création d'une INB, les modifications substantielles, le démantèlement d'une INB ;
- la mise en service d'une INB lorsque l'étude d'impact mise à jour à l'occasion de la demande d'autorisation de mise en service a évolué significativement ;
- les modifications notables si l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection considère qu'elles sont susceptibles d'avoir des effets négatifs notables sur l'environnement.

L'évaluation environnementale est un processus en plusieurs étapes :

- l'élaboration, par le maître d'ouvrage, d'un rapport d'évaluation des incidences sur l'environnement (dénommé « étude d'impact »). L'environnement doit y être appréhendé dans sa globalité : population et santé humaine, biodiversité, terres, sol, eau, air et climat, biens matériels, patrimoine culturel et paysage, ainsi que les interactions entre ces éléments ;
- la réalisation des consultations prévues, notamment la consultation de l'Autorité environnementale, qui rend un avis sur le rapport d'évaluation des incidences sur l'environnement, et la consultation du public et des Etats concernés ;
- l'examen, par l'autorité compétente pour prendre la décision concernée (ministre chargé de la sûreté nucléaire ou Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection), de l'ensemble des informations présentées dans l'étude d'impact et reçues dans le cadre des consultations effectuées et du maître d'ouvrage.

### 7.2.2.2. Participation du public

#### *Le débat public*

En application des articles L.121-8 et R. 121-2 du code de l'environnement, la création d'une INB est soumise à la procédure de débat public.

Le débat public organisé par la Commission nationale du débat public (CNDP) constitue une occasion pour toutes les personnes se sentant concernées de s'exprimer et d'interpeler le maître d'ouvrage sur l'opportunité, les objectifs et les caractéristiques du projet.

#### *L'enquête publique*

Outre l'éventuelle organisation d'un débat public, l'autorisation de création d'une INB est délivrée après enquête publique (R. 593-21 du code de l'environnement).

L'objet de cette enquête est d'informer le public et de recueillir ses appréciations, suggestions et contre-propositions, afin de permettre à l'autorité compétente de disposer de tous les éléments nécessaires à sa propre information avant toute prise de décision.

En application du code de l'environnement, le préfet ouvre l'enquête publique au moins dans chacune des communes dont une partie du territoire est distante de moins de cinq kilomètres du périmètre de l'installation. La durée de cette enquête, fixée par le préfet, est d'au moins un mois. Le dossier soumis par l'exploitant en appui de sa demande d'autorisation, comportant notamment l'étude d'impact et l'étude de maîtrise des risques, est mis à disposition. Ce dossier présente, sous une forme accessible, l'inventaire des risques du projet d'installation et l'analyse des dispositions prises pour les prévenir. Il comprend également un résumé non technique destiné à faciliter la prise de connaissance par le public des informations qu'elle contient. L'avis rendu par l'Autorité environnementale et la réponse écrite de l'exploitant à cet avis sont joints au dossier.

A l'occasion de l'enquête publique, les Etats concernés sont consultés. L'autorité compétente pour prendre la décision d'autorisation de l'INB notifie aux Etats concernés l'arrêté d'ouverture de l'enquête publique et leur transmet un exemplaire du dossier d'enquête.

#### **Focus n°8 : Débats publics et enquêtes publiques pour les réacteurs EPR2**

En février 2022, le Président de la République Emmanuel Macron a annoncé sa volonté d'engager un programme de construction de six réacteurs EPR2. EDF et RTE ont alors saisi la Commission nationale du débat public (CNDP), qui a décidé de lancer un débat public qui s'est tenu du 27 octobre 2022 au 27 février 2023, sur ce programme industriel et le projet de première paire de réacteurs EPR2 à Penly, en Normandie.



Dès qu'un projet a des impacts importants sur l'environnement selon des critères définis dans le code de l'environnement, comme un projet d'aéroport, une autoroute ou une nouvelle installation nucléaire, le responsable de ce projet doit saisir la CNDP. Les représentants de la commission vont sur le terrain, pour bien comprendre les attentes des habitants et les enjeux du projet envisagé. Elle définit et met en place les meilleurs moyens pour que toutes les personnes concernées par le projet soient informées de son existence et puissent en débattre, avant la décision de lancement du projet.



Ce premier débat public de 4 mois a donné lieu à environ 10 000 participations autour de 70 événements organisés, à plus de 2 millions de vues des publications du débat sur les réseaux sociaux, 26 heures de débat disponibles en replay, 1590 avis exprimés et 229 questions répondues par EDF sur la plateforme, et un record de 79 cahiers d'acteurs publiés. La commission a publié son bilan<sup>10</sup>, compte-rendu<sup>11</sup> et recommandations le 26 avril 2023 à l'issue des 2 mois réglementaires.

EDF a publié sa décision<sup>1213</sup> le 28 juin de 2023 « de poursuivre la préparation du programme industriel de 3 paires de réacteurs de technologie EPR2, et dans ce cadre :

- d'engager la procédure de Demande d'autorisation de création (DAC) pour la première paire de réacteurs EPR2 à Penly, ainsi que les autres procédures administratives nécessaires à sa réalisation et à demander son raccordement au réseau de transport d'électricité auprès de RTE ;

- de prendre les engagements pour la bonne insertion territoriale du projet à Penly, et de tenir toute sa place aux côtés des collectivités et de l'État dans la procédure Grand Chantier mise en œuvre par l'État ».

Les premières autorisations pour le projet EPR2 de Penly ont été obtenues en juin 2024 après une enquête publique tenue en février, permettant le début des travaux préparatoires à partir de l'automne 2024. Une concertation continue<sup>14</sup> avec garants de la CNDP permet de poursuivre l'information et le dialogue avec le public autour du projet de Penly sur toute la durée du chantier.

En novembre 2023, EDF et RTE ont saisi la CNDP pour le 2<sup>ème</sup> projet du programme EPR2, et la CNDP a décidé l'organisation d'un débat public pour le projet des 2 EPR2 à Gravelines<sup>15</sup>, qui a débuté le 17 septembre 2024 pour une durée de 4 mois.

En mai 2024, EDF et RTE ont saisi la CNDP pour le 3<sup>ème</sup> projet du programme EPR2, et la CNDP a décidé l'organisation d'un débat public pour le projet des 2 EPR2 au Bugey<sup>16</sup>, qui s'est déroulé du 28 janvier au 15 mai 2025.

### **La constitution d'une Commission locale d'information (CLI)**

Le code de l'environnement dispose qu' « une commission locale d'information est instituée auprès de tout site comprenant une ou plusieurs installations nucléaires de base (...). Cette commission est chargée d'une mission générale de suivi, d'information et de concertation en matière de sûreté nucléaire, de radioprotection et d'impact des activités nucléaires sur les personnes et sur l'environnement pour ce qui concerne les installations du site. Elle assure une large diffusion des résultats de ses travaux sous une forme accessible au plus grand nombre. » (article L.125-17).

Les dépenses des CLI sont financées par l'Etat, les collectivités territoriales et leurs groupements (L. 125-31 du code de l'environnement).

Ce sont les présidents des conseils départementaux dans lesquels se situent les INB qui créent ces CLI.

<sup>10</sup> <https://www.debatpublic.fr/sites/default/files/2023-04/PenlyEPR-Bilan-presidente.pdf>

<sup>11</sup> <https://www.debatpublic.fr/sites/default/files/2023-04/PenlyEPR-Compte-rendu.pdf>

<sup>12</sup> [https://www.debatpublic.fr/sites/default/files/2023-07/EPR2-Penly\\_D%C3%A9cision-MOA\\_vdef%2028-06-2023.pdf](https://www.debatpublic.fr/sites/default/files/2023-07/EPR2-Penly_D%C3%A9cision-MOA_vdef%2028-06-2023.pdf)

<sup>13</sup> [https://www.debatpublic.fr/sites/default/files/2023-07/EPR2-Penly\\_Note-accompagnement-EDF\\_Vdef%2028-06-2023.pdf](https://www.debatpublic.fr/sites/default/files/2023-07/EPR2-Penly_Note-accompagnement-EDF_Vdef%2028-06-2023.pdf)

<sup>14</sup> <https://projet-penly.edf.fr/>

<sup>15</sup> <https://www.debatpublic.fr/projet-nouveaux-reacteurs-nucleaires-gravelines>

<sup>16</sup> <https://www.debatpublic.fr/construction-dune-paire-de-reacteurs-epr2-sur-le-site-du-bugey-5849>

Une CLI comprend des élus (députés, sénateurs, conseillers régionaux, départementaux, municipaux), dont est issu son président, des représentants d'associations de protection de l'environnement, d'organisations syndicales de salariés des INB, des personnes désignées pour leurs compétences dans le domaine nucléaire ou de l'information, et, si le site de l'INB est implanté dans un département frontalier d'un Etat étranger, des représentants des territoires des Etats, des associations environnementales et des personnes qualifiées de ces mêmes territoires (L. 125-20 et R. 125-57 du code de l'environnement).

Elles organisent au moins une fois par an une réunion publique et établissent un rapport d'activité qui est rendu public (R. 125-62 du code de l'environnement). Elles sont chargées d'informer régulièrement le public sur les informations qui lui sont communiquées par les exploitants, l'ASNR et les autres services de l'Etat (R. 125-64 du même code). Les représentants de l'ASNR et des autres services de l'Etat peuvent assister aux commissions et à leurs travaux (II du L. 125-20 du code de l'environnement). Le président de la CLI peut demander à l'exploitant d'organiser à l'attention des membres de la CLI une visite de l'installation afin de leur présenter son fonctionnement.

La CLI peut saisir l'ASNR de questions sur la sûreté nucléaire et la radioprotection (L. 125-27 du même code). L'ASNR doit, en outre, comme les exploitants et l'Etat, communiquer tous les documents et les informations nécessaires à l'accomplissement des missions de la CLI (L. 125-24 du même code) et consulter la CLI pour tout projet faisant l'objet d'une enquête publique (L. 125-26 du même code). Les mêmes dispositions prévoient que l'ASNR peut la saisir, si besoin, dans les autres cas.

Les CLI peuvent être entendues par le collège de l'ASNR avant que l'ASNR rende un avis au gouvernement sur un projet de décision individuelle relative à une installation (article 3 de la décision de l'ASNR n° 2010-DC-0179 du 13 avril 2010).

### 7.3. Le système d'inspection et d'évaluation réglementaire des installations nucléaires

La loi confie à l'ASNR le contrôle des installations nucléaires. Dans un souci d'efficacité administrative, l'ASNR s'est également vu confier le contrôle des ESP et ESPN dans les INB et l'inspection du travail dans les centres nucléaires de production d'électricité (CNPE). Par ailleurs, l'ordonnance n° 2016-128 du 10 février 2016 a étendu le champ du contrôle exercé par l'ASNR aux fournisseurs, prestataires ou sous-traitants des exploitants, y compris pour les activités mises en œuvre hors des INB.

Le contrôle des installations nucléaires est une mission fondamentale de l'ASNR. Son objectif vise, en premier lieu, à s'assurer que tout exploitant d'INB assume effectivement ses obligations, notamment sa responsabilité première en matière de sûreté et de radioprotection du public (voir § 9.1). L'ASNR intègre l'idée de proportionnalité pour guider son action afin d'adapter le champ et la profondeur de son contrôle aux enjeux en termes de sûreté nucléaire et de sécurité sanitaire et environnementale.

L'ASNR développe une vision du contrôle qui porte tant sur les aspects matériels que sur les aspects organisationnels et humains. Les priorités du contrôle sont définies au regard des risques intrinsèques des installations nucléaires, du comportement des exploitants et des moyens qu'ils mettent en œuvre pour les maîtriser.

Le contrôle s'exerce :

- avant la construction, dans le cadre de l'instruction du décret d'autorisation de création, par un examen et une analyse des dossiers, documents et informations fournis par l'exploitant. Ce contrôle vise à s'assurer du caractère pertinent et suffisant des informations et justifications fournies ;

- lors de la construction, par des visites, par des inspections sur tout ou partie de l'installation et lors des interventions présentant des enjeux importants, par des vérifications documentaires, par l'analyse des bilans fournis par l'exploitant. Ce contrôle comprend l'analyse des justifications apportées par l'exploitant ;
- au cours de l'exploitation, par des visites, par des inspections sur tout ou partie de l'installation et lors des interventions présentant des enjeux importants (comme les arrêts programmés des réacteurs nucléaires), par des vérifications documentaires, par l'analyse des événements significatifs, des bilans fournis par l'exploitant et des dossiers de modification. Ce contrôle comprend l'analyse des justifications apportées par l'exploitant.

L'ASNR concrétise son action de contrôle, à la suite des évaluations de la sûreté et de la radioprotection, par des décisions, des prescriptions, des lettres de suite d'inspection et d'instructions techniques ainsi que, le cas échéant, des sanctions.

### 7.3.1. Les modalités du contrôle des INB

Les modalités du contrôle de l'ASNR s'adaptent aux spécificités et aux enjeux des installations (centrales nucléaires, réacteurs de recherche, installations relatives aux déchets nucléaires, ...) et s'exercent en mettant en œuvre les actions suivantes :

- l'inspection, en général sur site. Elle consiste à vérifier, par sondage, la conformité d'une situation donnée à un référentiel réglementaire ou technique mais aussi, éventuellement, à évaluer les pratiques de l'exploitant par rapport aux meilleures pratiques actuelles (plus de détails aux § 14.2.3 et § 19.2.4) ;
- l'analyse des justifications de l'exploitant prouvant que ses activités sont acceptables sur le plan de la radioprotection et de la sûreté (plus de détails aux § 14.1.3, § 18.1.3 et § 18.2.3) ;
- l'analyse du retour d'expérience, notamment par l'analyse des événements significatifs (plus de détails au § 19.6.4) ;
- l'agrément d'organismes et de laboratoires participant aux mesures de radioactivité et aux contrôles de la radioprotection ainsi que l'habilitation d'organismes pour le contrôle des appareils à pression ;
- la présence sur le terrain, fréquente également en dehors des inspections.

Quand les actions de contrôle menées par l'ASNR font apparaître des manquements aux exigences réglementaires, des mesures de coercition ou sanctions (voir § 7.4) peuvent être prises à l'encontre des exploitants.

### 7.3.2. L'organisation de l'ASNR pour le contrôle des INB

Pour exercer son contrôle, l'ASNR dispose d'inspecteurs désignés et habilités par le président de l'ASNR (L. 569-2 du code de l'environnement et L. 1333-29 et 30 du code de la santé publique), dès lors qu'ils ont acquis les compétences juridiques et techniques, par leur expérience professionnelle, le compagnonnage ou les formations. Ils exercent leur activité de contrôle sous l'autorité du directeur général de l'ASNR et disposent d'outils pratiques régulièrement mis à jour pour réaliser leurs inspections. Ils prêtent serment et sont astreints au secret professionnel.

Afin d'être habilité, un inspecteur doit suivre un cursus qui dépend de son domaine d'habilitation : inspection des INB, des aspects nucléaires des activités médicales, etc. Tout en prenant en compte les particularités de chacun de ces domaines, les cursus comprennent :

- un socle de formations dispensées en grande partie par des inspecteurs expérimentés mais aussi par des formateurs externes ;

- la participation à des inspections ;
- une immersion allant jusqu'à 2 semaines dans une installation ou un établissement du type que l'inspecteur sera amené à contrôler ;
- un compagnonnage.

Il est tenu compte de l'expérience passée de l'inspecteur pour lui permettre de valider une partie du cursus sur la base d'équivalences.

L'habilitation prend en général environ un an. Être en cours d'habilitation n'empêche pas un inspecteur de participer activement à une inspection, suivant les capacités déjà acquises.

L'ASNR dispose d'environ 200 inspecteurs pour les réacteurs nucléaires, qui peuvent s'appuyer sur des experts (génie civil, contrôle-commande, combustible...) en interne. L'ASNR ne dispose pas d'inspecteurs résidents. Les inspecteurs en division (voir § 8.1.2.2) ont la responsabilité du contrôle de certains sites et réalisent aussi des inspections sur tous les sites d'une division. De plus, pour renforcer encore le partage des pratiques entre les inspecteurs, chaque inspecteur de division doit réaliser au moins une inspection chaque année sur une installation en dehors de sa division.

En 2017, l'ASN a créé le poste d'inspecteur en chef dont la mission principale est d'animer la politique d'inspection. Cette animation porte sur la construction et le suivi du programme annuel d'inspection, en veillant notamment à innover dans les pratiques d'inspection pour couvrir des champs peu appréhendés jusqu'alors (compétences des opérateurs en salle de commande, politique d'achat des exploitants, etc.). A ce titre, l'inspecteur en chef pilote certaines inspections complexes ou à enjeux forts.

L'inspecteur en chef veille tout particulièrement au développement des compétences des inspecteurs (formation initiale et continue) et à l'évolution des pratiques d'inspection (développement des inspections croisées, etc.). Pour ce faire, il participe à des inspections pour évaluer les besoins d'évolution.

De nombreux outils sont à disposition des inspecteurs pour la réalisation des inspections. Il s'agit d'une part d'outils documentaires :

- procédures et guides généraux pour l'inspection, tels que les modèles de lettres de suite d'inspection ;
- guides d'inspections et fiches d'aide, répartis par thématique, détaillant les éléments techniques qui peuvent être contrôlés.

D'autre part, des outils numériques ont été développés ces dernières années, en particulier SIANCE, outil de recherche dans les lettres de suite des inspections utilisant l'intelligence artificielle, OURSIN, outil d'aide à la rédaction des lettres de suite dans le nucléaire de proximité, ou CANEVAS, permettant de créer un ordre du jour détaillé.

Les multiples réseaux thématiques de discussion et espaces collaboratifs sont également le lieu d'échanges et de partage des pratiques.

L'inspection conduite par l'ASNR s'appuie sur les principes suivants :

- l'inspection vise principalement à vérifier le respect des dispositions dont la réglementation impose l'application. Elle vise aussi à l'évaluation de la situation au regard des enjeux de sûreté nucléaire et de radioprotection ; elle cherche à identifier les bonnes pratiques, les pratiques perfectibles, et apprécier les évolutions possibles de la situation ;
- l'inspection est modulée dans son étendue et sa profondeur en fonction des risques intrinsèques à l'activité et de leur prise en compte effective par les responsables d'activité ;

- l'inspection n'est ni systématique ni exhaustive; elle procède par échantillonnage et se concentre sur les sujets présentant les enjeux les plus forts.

Les inspections peuvent être inopinées ou annoncées à l'exploitant quelques semaines avant la visite. Elles se déroulent sur les lieux de travail de l'entité inspectée, au cours des activités. Elles peuvent concerner les services centraux ou d'études des grands exploitants nucléaires, les ateliers ou bureaux d'études des sous-traitants, les chantiers de construction, les usines ou les ateliers de fabrication des différents composants importants pour la sûreté. L'ASNR met en œuvre différents types d'inspections :

- les inspections courantes;
- les inspections renforcées, qui consistent en un examen approfondi d'un thème ciblé par une équipe d'inspecteurs plus nombreuse que pour une inspection courante;
- les inspections de revue, qui se déroulent sur plusieurs jours et qui portent sur plusieurs thèmes, mobilisent une dizaine d'inspecteurs. Elles ont pour objet de procéder à des examens approfondis et sont pilotées par des inspecteurs expérimentés;
- les inspections avec prélèvements et mesures. Elles permettent d'assurer, sur les rejets et dans l'environnement des installations, un contrôle par échantillonnage indépendant de celui de l'exploitant;
- les inspections sur événement, menées à la suite d'événements significatifs particuliers;
- les inspections de chantier, qui permettent d'assurer une présence importante de l'ASNR sur les sites à l'occasion des arrêts de réacteur ou de travaux particuliers, notamment en phase de construction ou de démantèlement;
- les campagnes d'inspections, regroupant des inspections réalisées sur plusieurs installations similaires, en suivant un canevas déterminé.

#### **7.4. Mesures destinées à faire respecter les règlements applicables et les conditions des autorisations**

Dans certaines situations où l'action de l'exploitant n'est pas conforme à la réglementation en vigueur, incluant les décisions individuelles, ou lorsqu'il importe qu'il mette en œuvre des actions appropriées pour remédier sans délai aux risques les plus importants, l'ASNR peut recourir à des mesures de coercition et des sanctions prévues par la loi. De plus, en matière pénale, des procès-verbaux de constat d'infraction (contravention, délit) peuvent être dressés par les inspecteurs de l'ASNR et transmis au procureur de la République territorialement compétent qui appréciera l'opportunité d'engager des poursuites.

##### **7.4.1. Les mesures de coercition et les sanctions administratives**

L'ASNR dispose d'une palette d'outils à l'égard d'un exploitant, notamment :

- l'observation de l'inspecteur;
- la lettre officielle des services de l'ASNR (lettre de suite d'inspection);
- la mise en demeure par l'ASNR de satisfaire à la réglementation en vigueur dans un délai qu'elle détermine;
- des mesures de police ou de sanction administratives, prononcées après mise en demeure. Ces dernières, prévues par la loi, sont les suivantes :
  - la consignation entre les mains d'un comptable public d'une somme répondant du montant des travaux à réaliser;

- l'exécution d'office de travaux aux frais de l'exploitant (les sommes éventuellement consignées préalablement pouvant être utilisées pour payer ces travaux);
- la suspension du fonctionnement de l'installation jusqu'à mise en conformité;
- l'astreinte journalière (un montant fixé par jour dont l'exploitant doit s'acquitter jusqu'à satisfaction des demandes formulées à son endroit dans la mise en demeure ; ce montant peut aller jusqu'à 10 millions d'euros pour manquement aux dispositions applicables aux INB);
- l'amende administrative.

Il convient de signaler que les deux dernières mesures sont proportionnées à la gravité des manquements constatés. Seule la commission des sanctions, saisie par le collège de l'ASNR, peut prononcer l'amende administrative, lorsqu'une décision de mise en demeure, prise préalablement par l'ASNR à l'encontre d'un exploitant pour exiger la mise en conformité de l'activité à la réglementation en vigueur, n'a pas été respectée par ce dernier.

La loi prévoit également des mesures prises à titre conservatoire pour la sauvegarde de la sécurité, de la santé et de la salubrité publiques ou de la protection de l'environnement. Ainsi, l'ASNR peut :

- suspendre le fonctionnement d'une INB à titre provisoire, avec information sans délai des ministres chargés de la sûreté nucléaire, en cas de risques graves et imminents;
- prescrire à tout moment les évaluations et la mise en œuvre des dispositions nécessaires en cas de menace pour les intérêts cités ci-dessus.

#### 7.4.2. Les infractions pénales

Les textes réglementaires prévoient des infractions pénales, délits ou contraventions. Il s'agit, par exemple, du non-respect de dispositions relatives à la protection des travailleurs exposés à des rayonnements ionisants, du non-respect d'une mise en demeure adressée par l'ASNR, du non-respect de dispositions de décisions de l'ASNR ou de la gestion irrégulière de déchets radioactifs. En cas de constat d'infractions ne relevant pas du domaine de compétence de l'ASNR, comme par exemple dans un cas d'irrégularité s'apparentant à une fraude, et nécessairement s'il s'agit d'un délit, un signalement est effectué auprès du procureur de la République.

Les infractions éventuellement constatées sont relevées par procès-verbaux dressés par les inspecteurs de la sûreté nucléaire et de la radioprotection et transmis au procureur de la République qui décide de l'opportunité des poursuites.

Le code de l'environnement prévoit des sanctions pénales, une amende voire une peine d'emprisonnement (jusqu'à 150 000 euros et 3 ans d'emprisonnement), selon la nature de l'infraction.

Le nombre de mises en demeure prises par l'ASN et le nombre de procès-verbaux dressés à l'encontre d'exploitants de 2022 à 2024 sont regroupés dans le Tableau 7-1.

| Année | Mise en demeure | PV transmis au procureur de la République | Nombre de PV de l'inspection du travail |
|-------|-----------------|-------------------------------------------|-----------------------------------------|
| 2022  | 1               | 1                                         | 2                                       |
| 2023  | 2               | 1                                         | 2                                       |
| 2024  | 2               | 2                                         | 3                                       |

Tableau 7-1 : Mesures administratives et procès-verbaux concernant les INB dressés à l'encontre d'exploitants de 2022 à 2024

## Article 8 Organisme de réglementation

### ARTICLE 8 ORGANISME DE RÉGLEMENTATION

*Chaque Partie contractante crée ou désigne un organisme de réglementation chargé de mettre en œuvre les dispositions législatives et réglementaires visées à l'article 7, et doté des pouvoirs, de la compétence et des ressources financières et humaines adéquates pour assumer les responsabilités qui lui sont assignées.*

*Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour assurer une séparation effective des fonctions de l'organisme de réglementation et de celles de tout autre organisme ou organisation chargé de la promotion ou de l'utilisation de l'énergie nucléaire.*

### 8.1. L'autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection

L'autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR) est une autorité administrative indépendante chargée du contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection pour toutes les activités nucléaires civiles. Elle résulte de la fusion de l'ASN et de la majeure partie de l'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN). Elle a été créée par la loi n° 2024-450 du 21 mai 2024 relative à l'organisation de la gouvernance de la sûreté nucléaire et de la radioprotection pour répondre au défi de la relance de la filière nucléaire.

La loi donne à l'ASNR la compétence de prendre des décisions réglementaires pour préciser les décrets et arrêtés pris en matière de sûreté nucléaire ou de radioprotection. L'ASNR est obligatoirement consultée par le Gouvernement sur les textes de réglementation générale dans ses domaines de compétence (L. 592-25 du code de l'environnement).

L'ASNR instruit l'ensemble des demandes des autorisations individuelles des INB. Elle accorde toutes les autorisations, à l'exception de l'autorisation de création, qui est prise par le Gouvernement, après avis de l'ASNR.

La loi donne également à l'ASNR le pouvoir d'imposer des prescriptions à l'exploitant tout au long de la vie de l'installation, y compris lors de son démantèlement, par exemple pour demander la correction d'une anomalie ou pour prévenir un risque particulier. Les inspecteurs de la sûreté nucléaire et ceux de la radioprotection que l'ASNR désigne assurent une surveillance et un contrôle des installations nucléaires. La mission d'inspection du travail dans les centres nucléaires de production d'électricité est confiée à des inspecteurs de l'ASNR placés, pour l'exercice de ces attributions, sous l'autorité du ministre chargé du travail.

Les missions de l'ASNR (prévues aux articles L. 592-19 et suivants du code de l'environnement) sont présentées de manière synthétique ci-dessous :

- l'ASNR est consultée sur les projets de décret et d'arrêté ministériel de nature réglementaire relatifs à la sûreté nucléaire (voir § 7.2.1) ;
- l'ASNR instruit, sur demande du ministre chargé de la sûreté nucléaire, les demandes d'autorisation de création, les dossiers de démantèlement des INB ainsi que les demandes de modifications substantielles de ces installations (voir § 7.2.2) ;
- l'ASNR assure le contrôle du respect des règles générales et des prescriptions particulières en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection auxquelles sont soumises les INB, la fabrication et l'exploitation des équipements sous pression nucléaires. Elle délivre les habilitations requises aux organismes qui participent aux contrôles (voir § 7.3) ;



- l'ASNR est associée à la gestion des situations d'urgence radiologique. Elle apporte son concours technique aux autorités compétentes pour l'élaboration, au sein des plans d'organisation des secours, des dispositions prenant en compte les risques résultant d'activités nucléaires. Lorsque survient une telle situation d'urgence, elle assiste le Gouvernement pour toutes les questions de sa compétence. Elle adresse ses recommandations sur les mesures à prendre sur le plan médical et sanitaire ou au titre de la sécurité civile, elle informe le public de la situation, des éventuels rejets dans l'environnement et de leurs conséquences. Pour plus de détails, voir le chapitre dédié à l'article 16 de la Convention ;
- l'ASNR participe à la formation et à l'information du public dans les domaines de sa compétence, notamment en rendant accessibles au plus grand nombre les informations dans ces domaines. Elle rend compte régulièrement de son activité, notamment en remettant son rapport annuel au Parlement, au Gouvernement et au Président de la République (article L. 592-31 du code de l'environnement). Elle utilise également divers canaux, supports écrits (rapport annuel), site Internet [www.asnr.fr](http://www.asnr.fr), centre d'information et de documentation du public, conférences de presse, séminaires et expositions. Pour plus de détails, voir le § 8.1.3.

De plus, l'ASNR conduit et met en œuvre des programmes de recherche afin d'asseoir la capacité nationale d'expertise et de contribuer au développement des connaissances scientifiques en matière de risques nucléaires et radiologiques. Une partie de ces programmes concernent les INB et plus particulièrement les réacteurs.

Enfin, l'ASNR exerce une veille permanente en matière de radioprotection sur le territoire national et contribue à la surveillance radiologique de l'environnement et des personnes exposées aux rayonnements ionisants.

### 8.1.1. Indépendance de l'ASNR

L'ASNR est une autorité administrative indépendante. A ce titre, elle ne reçoit aucune instruction du Gouvernement ou du chef de l'État, ni d'aucune autre personne ou institution. L'ASNR fait partie de l'État, mais elle n'est pas un service ministériel, elle n'est pas sous tutelle d'un ministère, elle n'est pas soumise à l'arbitrage du Premier ministre en cas de désaccord avec d'autres autorités publiques.

L'indépendance vis-à-vis du Gouvernement est confortée par le mode de désignation des cinq commissaires composant le collège qui rend les avis de l'ASNR au Gouvernement et prend les principales décisions : trois des commissaires, dont le président, sont désignés par le Président de la République ; les deux autres commissaires sont désignés respectivement par le Président de l'Assemblée nationale et par le Président du Sénat. Le mandat des membres est d'une durée de six ans, non renouvelable.

L'indépendance de l'ASNR est également garantie par la non-révocabilité des commissaires. Ainsi, il ne peut être mis fin aux fonctions d'un membre qu'en cas d'empêchement ou de démission constaté par le collège statuant à la majorité des commissaires. Le Président de la République peut également mettre fin aux fonctions d'un membre du collège en cas de manquement grave à ses obligations.

La collégialité constitue un élément de l'indépendance de l'ASNR.

Les règles déontologiques régissant les commissaires de l'ASNR, notamment celles visant à assurer l'indépendance et l'impartialité des commissaires ainsi que la prévention des conflits d'intérêt, sont précisées dans la Charte de la déontologie des commissaires et des personnels de l'ASNR, qui constitue l'annexe 1 au règlement intérieur de l'ASNR. Ce règlement fait l'objet d'une décision publiée au Bulletin Officiel.

## 8.1.2. Organisation de l'ASNR

### 8.1.2.1. Le collège de l'ASNR

L'ASNR est dirigée par un collège composé de cinq commissaires nommés en raison de leur compétence dans les domaines de la sûreté nucléaire ou de la radioprotection (articles L. 592-2 et suivants du code de l'environnement). Les commissaires de l'ASNR exercent leur fonction à plein temps.

Le collège définit la stratégie de l'ASNR. À cet égard, il intervient dans la définition des politiques générales, c'est-à-dire des doctrines et principes d'action de l'ASNR dans ses missions essentielles que sont la réglementation, le contrôle, la recherche, l'expertise, la formation, la transparence, la gestion des situations d'urgence, la veille en matière de radioprotection, la surveillance radiologique de l'environnement et des personnes, les relations internationales, etc. En application de la loi, le collège rend les avis de l'ASNR au Gouvernement et prend les principales décisions de l'ASNR.

### 8.1.2.2. Les services de l'ASNR

Le directeur général de l'ASNR, sous l'autorité du président, organise et dirige les services centraux et les onze divisions territoriales de l'ASNR.

L'ASNR ayant été créée au 1<sup>er</sup> janvier 2025 par fusion de l'ex-ASN et de l'ex-IRSN, une organisation a été définie, reprenant en grande partie l'organisation existant à l'ex-ASN et à l'ex-IRSN.

Les services centraux sont ainsi constitués de 11 directions métiers, 12 unités transverses ou supports (voir Figure 8-1). En dehors des fonctions transverses et support, les services centraux de l'ASNR ont pour rôle de :

- traiter les sujets génériques concernant les activités dont ils ont la responsabilité. Ils participent à l'établissement de la réglementation générale et coordonnent et animent l'action des équipes chargées, en région, du contrôle de terrain des installations et des activités ;
- réaliser les expertises en sûreté et en radioprotection ;
- mener les recherches en sûreté et en radioprotection.

Les divisions territoriales de l'ASNR exercent leurs activités sous l'autorité de délégués territoriaux, représentants locaux de l'ASNR. Les divisions réalisent l'essentiel du contrôle direct des installations nucléaires, des transports de matières radioactives et des activités du nucléaire de proximité. Elles instruisent la plupart des demandes d'autorisation déposées par les exploitants du territoire. En outre, elles appuient les services centraux de l'ASNR qui instruisent les décisions majeures. Dans les situations d'urgence, elles assistent le préfet de département, responsable de la protection des populations.

Chaque entité de l'ASNR contribue à l'information du public, en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection, et contribue au développement d'une culture de radioprotection chez les citoyens, missions confiées par la loi à l'ASNR.

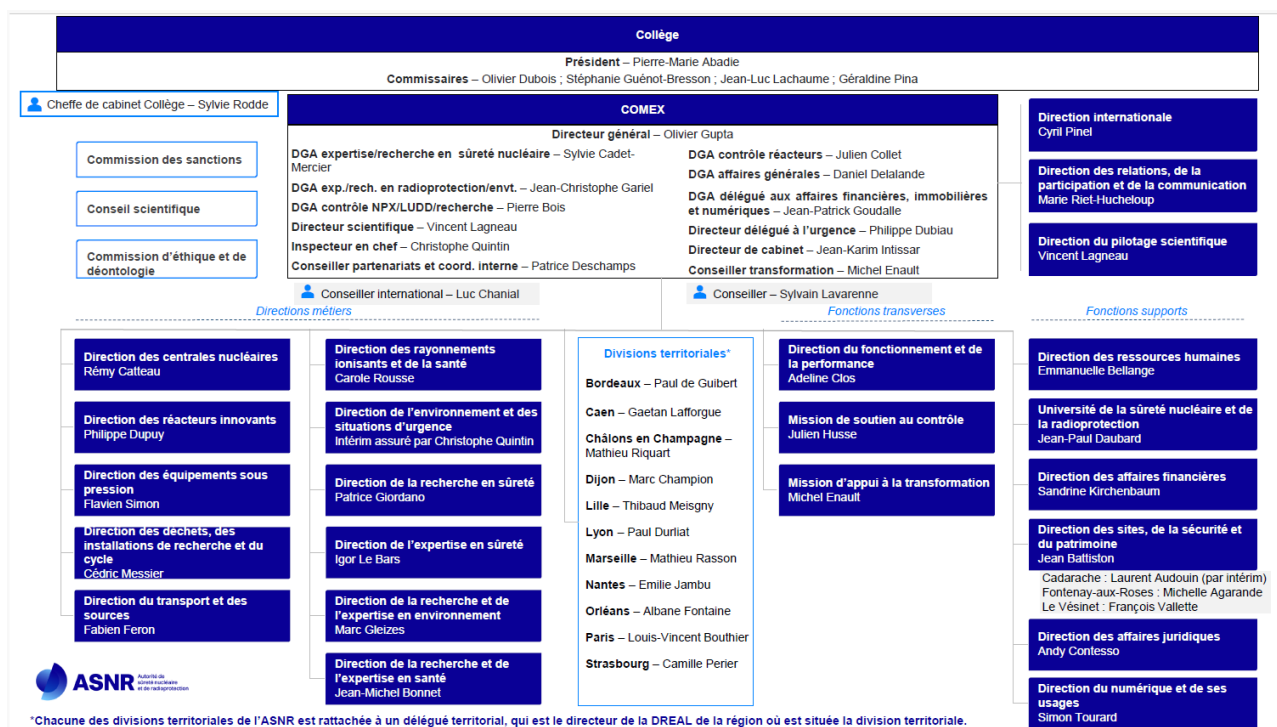


Figure 8-1 : Organisation générale de l'ASNR

### Focus n°9 : Création de la Direction Réacteurs Innovants

Pour faire face à l'émergence des petits réacteurs modulaires (PRM), l'ASNR a créé une entité dédiée au contrôle de la sûreté des réacteurs innovants, composée d'une équipe d'ingénieurs expérimentés dont les missions sont de :

- maintenir une veille sur les projets de PRM susceptibles de faire l'objet d'une instruction ;
- développer des procédures et des référentiels d'évaluation et de contrôle adaptés aux PRM ;
- assurer au sein de l'ASNR la coordination avec les instructions connexes nécessaires (cycle du combustible, déchets, etc.) ;
- instruire les projets de PRM, et, à terme, contrôler la sûreté de ces réacteurs en exploitation ;
- participer aux initiatives internationales relatives aux PRM (AIEA, AEN, WENRA, etc.).

#### 8.1.3. Ouverture et transparence

L'information du public est une mission de l'ASNR qui est inscrite dans la loi. Le code de l'environnement (article L. 592-1) stipule : « [L'ASNR] participe, dans ses domaines de compétence, à l'information du public et à la mise en œuvre de la transparence ». En tant qu'autorité administrative indépendante, l'ASNR est entièrement responsable de sa communication : elle n'est soumise à aucune validation ou arbitrage extérieur.

L'ASNR pratique une communication active envers le grand public, les médias, le public institutionnel et les professionnels, notamment via son site internet, et son Bulletin Officiel où sont publiées toutes les décisions qu'elle prend. L'ASNR informe tout au long de l'année les citoyens, les médias, le public institutionnel et les professionnels de la situation des installations nucléaires de base (INB) et des activités du nucléaire de

proximité au regard des exigences de sûreté et de radioprotection. L'ASNR fait connaître les résultats de ses recherches en publiant des articles scientifiques et en participant à des conférences. L'ASNR publie les résultats de ses travaux d'expertise en sûreté et en radioprotection sous la forme d'avis d'expertise mis en ligne sur son site internet. L'ASNR s'investit pour que les citoyens aient une bonne information sur le risque nucléaire et développent les bons réflexes de radioprotection en toute circonstance. L'ASNR met au point des dispositifs de communication complets associant des publications sur papier, le site Internet, les réseaux sociaux, les relations presse et les rencontres et échanges avec les parties prenantes. Elle donne accès au résultat de la surveillance radiologique du territoire et publie régulièrement un bilan de l'état radiologique de l'environnement en France. Elle veille à ce que les principes de la sûreté nucléaire et de la radioprotection soient compris du plus grand nombre, produit des documents explicatifs et s'efforce de rendre accessibles les problématiques les plus techniques. Elle propose des formations dans ses domaines d'activité.

L'ASNR présente l'ensemble de son activité de contrôle et les actions qu'elle engage, diffuse largement et explique en tant que de besoin ses décisions et positions. L'ASNR favorise l'implication de la société civile et attache une grande importance à ce que les citoyens contribuent aux décisions relatives à la sûreté nucléaire et à la radioprotection : à ce titre, elle organise des actions de dialogue technique avec les parties prenantes sur les grands enjeux afin de nourrir et conforter ses expertises et consulte les parties prenantes et le public sur ses projets de décisions.

Le site [asnr.fr](http://asnr.fr) est au cœur du dispositif d'information des publics (entre 40 000 et 62 000 visiteurs uniques par mois en moyenne). L'ASNR met en ligne sur [asnr.fr](http://asnr.fr) un grand nombre de ressources :

- les lettres de suite d'inspection ;
- les avis d'événements significatifs (à partir du niveau 1 sur l'échelle INES) ;
- les notes d'information et communiqués de presse ;
- les décisions prises par l'ASNR et les textes de référence (lois, décrets, arrêtés, avis...) ;
- les avis d'expertise en sûreté et en radioprotection ;
- les avis et recommandations des groupes permanents d'experts placés auprès d'elle ;
- les résultats de la surveillance radiologique du territoire ;
- le bilan annuel de l'exposition professionnelle des travailleurs aux rayonnements ionisants ;
- ...

Tout citoyen peut adresser à l'ASNR des demandes d'information en ligne (à l'adresse [info@asnr.fr](mailto:info@asnr.fr)) ou par courrier.

La plupart des rapports, notes d'information, des communiqués et publications et des contenus à fort enjeu, ainsi que des informations générales, sont aussi disponibles en anglais sur le site internet de l'ASNR.

L'ASNR établit annuellement un rapport sur l'état de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en France qui fait l'objet d'une présentation au Parlement ainsi qu'aux médias (article L. 592-31 du code de l'environnement). Ce rapport est public et disponible en français et en anglais sur le site internet de l'ASNR. L'ASNR organise aussi chaque année des conférences de presse régionales afin de rendre compte de l'état de la sûreté nucléaire au plus près des installations contrôlées.

L'ASNR dote les Commissions locales d'information (CLI) des outils et de l'accompagnement nécessaires pour assurer une bonne information des publics non-avertis. L'ASNR considère que le bon fonctionnement des CLI contribue à la sûreté et entretient avec elles un dialogue régulier. Elle veille à assurer l'information des CLI la

plus complète possible, y compris en se rendant présente dans les réunions publiques (pour plus d'informations sur les CLI, voir § 7.2.2.2).

#### 8.1.4. Les moyens de l'ASNR

##### 8.1.4.1. Ressources humaines

L'effectif global de l'ASNR s'élève au début de l'année 2025 (au moment de sa création) à environ 2100 personnes, dont environ 300 inspecteurs. A la suite de sa création, l'ASNR a mis en place un plan emploi commun pour les salariés du privé et les fonctionnaires. Un programme d'intégration pour les nouveaux collaborateurs a été mis en place.

La pyramide des âges équilibrée et la diversité des profils en termes de recrutement, donc d'expériences, permet à l'ASNR de disposer des ressources humaines qualifiées nécessaires à sa mission. Par ailleurs, la formation, les modalités d'intégration des plus jeunes et la transmission des savoirs garantissent les compétences requises pour l'exercice de ses missions. Le compagnonnage ainsi que la formation initiale et continue, qu'elle soit générale, liée aux techniques du nucléaire, dans le domaine juridique ou dans le domaine de la communication, sont des éléments essentiels du professionnalisme des personnels de l'ASNR.

##### 8.1.4.2. Moyens financiers

Les moyens en personnel et en fonctionnement concourant à l'exercice des missions confiées à l'ASNR proviennent du budget général de l'État et, dans certains domaines (recherche, formations...) de ressources propres de l'ASNR.

En 2025 (année de création de l'ASNR), le budget de l'ASNR s'élève à 354 M€, dont 224 M€ pour les dépenses de personnel et 130 M€ pour les dépenses d'investissement et de fonctionnement. Il comprend l'ensemble des activités de recherche, d'expertise et de contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection.

Le collège de l'ASNR rend chaque année un avis sur les moyens nécessaires au contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection (avis disponible sur le site internet de l'ASNR).

#### 8.1.5. Les groupes permanents d'experts de l'ASNR

Pour préparer certaines de ses décisions, l'ASNR s'appuie sur les avis et les recommandations de groupes permanents d'experts.

Les groupes permanents d'experts (GPE) sont placés auprès du directeur général de l'ASNR. En particulier, le groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires (GPR) est consulté par l'ASNR sur la sûreté nucléaire et la radioprotection des réacteurs nucléaires. A la demande de l'ASNR, le GPR analyse les conclusions de l'expertise technique et émet un avis assorti de recommandations.

Les GPE sont composés d'experts nommés à titre personnel en raison de leurs compétences, issus de milieux industriels, universitaires et associatifs. Ils comprennent des experts étrangers, ce qui permet de diversifier les modes d'approche des problèmes et de bénéficier de l'expérience acquise à l'étranger.

L'ASNR rend publics les avis rendus par les GPE ainsi que les positions prises ensuite par l'ASNR.

### 8.2. Les différents acteurs de l'État intervenant dans le contrôle de la sûreté nucléaire

En France, le contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection relève essentiellement de trois acteurs : le Parlement, le Gouvernement et l'ASNR.

- le Parlement intervient dans le domaine de la sûreté nucléaire et de la radioprotection, notamment par le vote de la loi ;
- le Gouvernement exerce le pouvoir réglementaire :
  - il est chargé d'édicter la réglementation générale relative à la sûreté nucléaire et la radioprotection. Le code de l'environnement le charge également de prendre les décisions majeures relatives aux INB (décret d'autorisation de création et décret de démantèlement), pour lesquelles il s'appuie sur l'avis de l'ASNR. Il dispose également d'instances consultatives :
    - le Conseil supérieur de la prévention des risques technologiques (CSPRT) qui assiste les ministres chargés des installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE), de la sûreté nucléaire et de la sécurité industrielle. Il étudie, entre autres, tout projet de réglementation ou toute question relative aux INB que les ministres chargés de ces sujets ou que l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection jugent utile de lui soumettre. Le CSPRT donne son avis dans tous les cas où la loi ou les règlements l'exigent, notamment sur les projets de décrets relatifs aux INB ;
    - le Haut Comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire (HCTISN). Il peut être saisi par le ministre chargé de la sûreté nucléaire, par les présidents des commissions compétentes de l'Assemblée nationale et du Sénat, par le président de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques (OPECST), par les présidents des CLI ou par les exploitants d'INB sur toute question relative à l'information concernant la sécurité nucléaire et son contrôle.
  - le Gouvernement est par ailleurs responsable de la protection civile en cas de situation d'urgence ;
  - la définition et la mise en œuvre de la politique de sûreté nucléaire incombent au ministre chargé de la sûreté nucléaire ;
  - la mission sûreté nucléaire et radioprotection (MSNR) du ministère de la transition écologique, élabore, coordonne et met en œuvre les missions du Gouvernement concernant la sûreté nucléaire et la radioprotection des installations civiles.
- l'ASNR est l'autorité administrative indépendante qui assure le contrôle de la sûreté nucléaire, de la radioprotection et des activités nucléaires (pour plus de détails, voir § 8.1). Elle exerce ses missions dans les domaines de la réglementation, des autorisations, du contrôle, et de l'appui aux pouvoirs publics dans la gestion des situations d'urgence. Elle contribue à l'information des publics et à la transparence dans ses domaines de compétence.

L'ASNR rend compte de ses activités à l'OPECST, à la demande de ce dernier, et lui remet annuellement son rapport sur l'état de la sûreté nucléaire et de la radioprotection. L'ASNR est aussi auditionnée, plusieurs fois chaque année, par le Parlement sur son activité, sur des sujets relatifs à la sûreté nucléaire et la radioprotection et dans le cadre du projet de loi de finances.

Par ailleurs, comme le prévoit la loi portant statut général des autorités administratives indépendantes et des autorités publiques indépendantes, l'ASNR, comme toute autorité administrative indépendante :

- adresse chaque année, avant le 1<sup>er</sup> juin, au Gouvernement et au Parlement un rapport rendant compte de l'exercice de ses missions et de ses moyens. Ce rapport est rendu public ;
- rend compte de son activité aux commissions permanentes compétentes de l'Assemblée nationale et du Sénat, à leur demande.

## Article 9 Responsabilité du titulaire d'une autorisation

### ARTICLE 9 RESPONSABILITÉ DU TITULAIRE D'UNE AUTORISATION

*Chaque Partie contractante fait le nécessaire pour que la responsabilité première de la sûreté d'une installation nucléaire incombe au titulaire de l'autorisation correspondante et prend les mesures appropriées pour que chaque titulaire d'une autorisation assume sa responsabilité.*

#### 9.1. La responsabilité première de la sûreté d'une INB

Le système d'organisation et de réglementation de la sûreté nucléaire française repose sur la responsabilité première de l'exploitant. Cette responsabilité figure dans l'article L. 593-6 du code de l'environnement : « L'exploitant d'une installation nucléaire de base est responsable de la maîtrise des risques et inconvénients que son installation peut présenter pour les intérêts mentionnés à l'article L. 593-1. ». Il s'agit des intérêts protégés définis au § 7.1.1, qui concernent notamment la sûreté, la radioprotection et la protection de l'environnement.

Cet article du code de l'environnement prévoit aussi que l'exploitant « met en place, et formalise dans un plan d'urgence interne, une organisation et des moyens destinés à maîtriser les incidents et accidents et à limiter leurs conséquences pour les intérêts susmentionnés ».

Enfin, cet article prévoit que l'exploitant « met en place et formalise un système de gestion intégrée permettant d'assurer la prise en compte des exigences relatives à la protection des intérêts susmentionnés dans la gestion de l'installation ».

#### EDF

EDF S.A. est titulaire des décrets d'autorisation de création de ses INB et exerce la responsabilité d'exploitant nucléaire. Pour ce faire, des délégations de pouvoirs sont définies selon la ligne managériale. Le système de management mis en place concourt au respect des règles de la sûreté nucléaire et de la radioprotection dans l'organisation et le fonctionnement de l'entité et, plus généralement, à la protection des intérêts visés par l'article L 593-1 du code de l'environnement.

Dans le cadre des pouvoirs qui lui ont été consentis par le Conseil d'Administration, le Président Directeur-Général (PDG) dispose des pouvoirs nécessaires à l'exercice par EDF S.A. de sa qualité d'exploitant nucléaire. En particulier, il arrête les orientations stratégiques en matière de sûreté nucléaire et fixe les principes généraux d'organisation et de ressources permettant le bon exercice de la responsabilité d'exploitant nucléaire d'EDF S.A., avec le concours du Directeur exécutif groupe en charge de la Production Nucléaire et Thermique (DPNT) et du Directeur exécutif groupe en charge de la Direction Projets et Constructions (DPC).

Il préside le Conseil de Sûreté Nucléaire qui donne la vision sur l'ensemble des activités concernant le combustible, l'ingénierie d'exploitation, les modifications. Il s'assure de la cohérence des orientations et des actions essentielles des secteurs de l'entreprise qui peuvent avoir un impact sur la sûreté nucléaire et la radioprotection, y compris dans les domaines comme les achats de biens et de services, la mise en œuvre de formations, la recherche et développement.

Afin de définir et décliner ces orientations stratégiques en principes d'organisation, le PDG d'EDF SA s'appuie, au sein du comité exécutif du Groupe EDF, sur les deux Directeurs Exécutifs Groupe, qui sont garants, dans le cadre des délégations de pouvoirs qui leur sont attribuées par le Président Directeur Général, de la prise en compte de la sûreté nucléaire et de la radioprotection, dans leurs périmètres respectifs (INB en



construction / INB en fonctionnement). Ils ont la responsabilité d'élaborer les principes généraux d'organisation permettant le bon exercice de la qualité d'exploitant nucléaire d'EDF S.A. sur les INB relevant de leurs périmètres, et de décliner ces principes au sein de ces INB. Ils s'assurent que la conception et la construction des INB tout au long de leur cycle de vie respectent les exigences de sûreté nucléaire applicables. Ils sont les interlocuteurs principaux de l'Autorité de Sûreté Nucléaire et de Radioprotection.

Le Directeur Exécutif Groupe en charge du Parc Nucléaire et Thermique délègue ses pouvoirs auprès du Directeur de la Division Production Nucléaire DPN qui est le représentant de l'exploitant nucléaire EDF S.A. pour l'ensemble des installations en fonctionnement.

Le directeur d'unité d'un Centre Nucléaire de Production d'Electricité (CNPE), titulaire d'une délégation de pouvoirs du Directeur de la DPN, est doté des moyens nécessaires pour assurer le respect de la réglementation pour les INB situées sur le CNPE dont il a la charge.

En complément de cette ligne managériale responsabilisée sur la sûreté nucléaire et de la radioprotection, chaque niveau de l'entreprise s'appuie sur une filière indépendante de sûreté (FIS) qui porte un regard indépendant sur la manière dont le rôle d'exploitant nucléaire est exercé. Chaque niveau de l'entreprise organise l'intégration de la FIS dans les instances *ad hoc*, de façon à ce que le regard indépendant puisse être porté à bon niveau. À chaque niveau de l'entreprise, la FIS rapporte au dirigeant du niveau concerné. En particulier, l'Inspecteur Général pour la Sûreté Nucléaire et la Radioprotection veille à la bonne prise en compte des préoccupations de sûreté nucléaire et de radioprotection pour les installations nucléaires du groupe EDF et en rend compte au Président Directeur-Général.

L'organisation d'EDF est détaillée en Annexe C.

### **CEA**

Le CEA établit, renouvelle et pérennise sa politique de sécurité, en particulier en ce qui concerne la sûreté nucléaire, sous la forme d'un plan quadriennal d'amélioration continue. Cette dernière est déclinée annuellement au travers de directives.

Pour le cas spécifique des installations nucléaires de base (INB), il est défini une politique de protection des intérêts à travers laquelle le CEA, en tant qu'exploitant nucléaire, s'assure, d'une part, de la priorité donnée à la protection de ces intérêts, d'autre part, de la recherche permanente de l'amélioration de ces mesures. Le CEA s'engage à mettre en œuvre cette politique, en définit les objectifs et précise la stratégie pour les atteindre.

La politique de protection des intérêts concerne les INB, dont l'exploitation est placée sous la responsabilité opérationnelle des équipes de la Direction des énergies (DES) sur les centres de Cadarache, Marcoule et Paris-Saclay, et s'applique à toutes les phases de la vie de ces installations : la conception, la construction, le fonctionnement, la mise à l'arrêt définitif, le démantèlement, l'entretien et la surveillance.

L'organisation du CEA est détaillée en Annexe C.

### **ILL**

Conformément à la réglementation française sur les INB, les membres du Management Board de l'ILL s'engagent explicitement sur la priorité accordée à la protection des intérêts au travers de l'établissement d'une Politique en Matière de Protection des Intérêts (PMPI). Cette politique donne des orientations fortes sur des thématiques liées à la protection des intérêts pour une période de 5 ans. Par ailleurs, l'ILL a mis en place un système de gestion intégrée (SMI) qui garantit la prise en compte du respect des exigences relatives à la Protection des Intérêts dans toutes ses activités.



Dans le cadre de l'amélioration continue, après chaque revue de direction annuelle du SMI, le Management Board de l'ILL fixe des orientations stratégiques pour l'année à venir, en relation avec les thématiques liées à la protection des intérêts définies dans la PMPI.

L'organisation de l'ILL est détaillée en Annexe C.

### ***L'organisation ITER***

L'Organisation ITER (IO) est l'exploitant responsable de la sûreté nucléaire de l'INB n°174 devant le gouvernement français. IO est responsable de la conception, de la fabrication et de la construction d'ITER, ainsi que de son exploitation jusqu'à la mise à l'arrêt définitif. Au sein d'IO, le département « sûreté et qualité » a notamment la charge de toutes les questions relatives à la protection de l'environnement, la sûreté nucléaire et la radioprotection.

### ***Contrôle de l'ASNR***

Le contrôle de l'ASNR vise en premier lieu à s'assurer que les exploitants assument effectivement leur responsabilité première en matière de maîtrise des risques et inconvénients. A cette fin, elle utilise, de façon complémentaire et adaptée à chaque situation, l'encadrement réglementaire et les décisions individuelles, l'inspection et, si nécessaire, les actions de coercition, afin que soient maîtrisés au mieux les risques liés aux installations nucléaires pour les personnes et l'environnement.

Dans son action, l'ASNR veille particulièrement à ne pas se substituer à l'exploitant dans l'exercice de cette responsabilité, y compris lorsqu'elle édicte des prescriptions techniques imposant des dispositions à une installation nucléaire particulière. A cet égard, les évaluations qu'elle mène pour préparer ses décisions concernant une installation nucléaire portent toujours sur un dossier préparé par l'exploitant de cette installation.

Ces évaluations s'appuient sur un dialogue technique approfondi avec les exploitants, incluant les dimensions organisationnelles. Il prend en compte, dans une approche intégrée, tous les aspects de la protection des personnes et de l'environnement.

## **9.2. La transparence et l'information au public chez les exploitants**

Tous les exploitants mènent des actions d'information du public et s'inscrivent dans une démarche proactive de transparence, en particulier :

- ils participent aux réunions publiques des CLI afin de les informer sur les activités et les événements survenus ;
- ils participent aux travaux du HCTISN ;
- ils publient le rapport annuel prévu par l'article L. 125-15 du code de l'environnement ; ce rapport expose :
  - les dispositions prises pour prévenir ou limiter les risques et inconvénients de l'installation ;
  - les incidents et accidents survenus dans l'installation ;
  - les résultats des mesures des rejets radioactifs et non radioactifs de l'installation dans l'environnement ;
  - la nature et la quantité de déchets entreposés dans l'installation.

### **9.2.1. Les dispositions prises par EDF**

EDF mène aussi des actions spécifiques qui sont présentées ci-après.

La politique menée par EDF vise à ce que le dialogue et la transparence s'imposent par une information claire et loyale sur les événements et leurs impacts éventuels. Cette politique de dialogue et de transparence est recherchée et entretenue avec le personnel et ses représentants, les sous-traitants, les instances de contrôle, les communautés locales, notamment les CLI (voir § 7.3.2.4) et toutes les autres parties prenantes de la sûreté nucléaire.

À titre d'exemple, ces actions de transparence et communication recouvrent différentes modalités : rapport annuel, rencontres avec les élus, communiqués de presse, lettres mensuelles d'information, centre d'information du public, espace site Internet ([www.edf.com](http://www.edf.com)), numéro vert, réponses aux demandes d'information du public sur les mesures de sûreté, de radioprotection prises et de respect de l'environnement mises en œuvre.

De plus, EDF informe le public lors de la survenue d'un événement significatif dans ses installations, en le publiant sur le site internet de la centrale ou dans sa lettre d'information externe.

Enfin, en 2022, EDF a engagé un débat public sur son programme de construction de six réacteurs EPR de type EPR2.

Voir Focus 8 au Chapitre 7.

### 9.2.2. Les dispositions prises par le CEA

En complément des actions ci-dessus, la direction générale du CEA participe chaque année à la réunion de l'ensemble des représentants des CLI placées en France auprès des installations d'EDF, d'Orano et du CEA.

### 9.2.3. Les dispositions prises par l'ILL

L'ILL s'inscrit aussi dans de nombreuses actions favorisant la transparence et l'information du public, en particulier :

- la participation aux campagnes régionales d'information sur les risques industriels ;
- la tenue à jour sur son site Internet ([www.ill.eu](http://www.ill.eu)) des informations relatives à la loi, la sûreté du réacteur, la surveillance de l'environnement, la sécurité, les inspections, les exercices de crise et les incidents. Les renforcements réalisés dans le cadre des évaluations complémentaires de sûreté décidées suite à l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi et le concept de « noyau dur » sont présentés sur le site Internet de l'ILL. Des rubriques questions-réponses ont été intégrées ;
- la participation à des forums techniques-scientifiques.

### 9.2.4. Les dispositions prises par l'Organisation ITER

En plus des actions menées par tous les exploitants mentionnés ci-avant, l'organisation de l'information destinée au public et les vecteurs de communication s'articulent, entre autres, autour des publications d'ITER (site internet, rapports annuels, communiqués de presse...), de journées portes ouvertes et de visites du site.

## Article 10 Priorité à la sûreté

### ARTICLE 10 PRIORITÉ À LA SÛRETÉ

*Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour que toutes les organisations qui mènent des activités concernant directement les installations nucléaires établissent des stratégies accordant la priorité requise à la sûreté nucléaire.*

#### 10.1. Le cadre réglementaire

Le code de l'environnement (article L. 593-6) dispose que « l'exploitant accorde la priorité à la protection des intérêts » protégés. Il s'agit des intérêts protégés définis au § 7.1.1, qui concernent notamment la sûreté, la radioprotection et la protection de l'environnement.

L'exploitant accorde cette priorité « en premier lieu par la prévention des accidents et la limitation de leurs conséquences au titre de la sûreté nucléaire. Il formalise cette politique dans un document affirmant explicitement cette priorité ».

De plus, l'arrêté INB stipule que l'exploitant s'assure de la diffusion et de la compréhension de cette politique par toute personne susceptible de la mettre en œuvre, intervenants extérieurs compris. Il impose également à l'exploitant d'évaluer sa politique en matière de protection des intérêts protégés, ainsi que l'efficacité de sa mise en œuvre, au moins tous les cinq ans (articles 2.3.2 et 2.3.3).

En outre, cet arrêté stipule que « l'exploitant définit et met en œuvre un système de management intégré qui permet d'assurer que les exigences relatives à la protection des intérêts [protégés] sont systématiquement prises en compte dans toute décision concernant l'installation. Ce système a notamment pour objectif le respect des exigences des lois et règlements, du décret d'autorisation et des prescriptions et décisions de l'Autorité de sûreté nucléaire ainsi que de la conformité à la politique en [matière de protection des intérêts protégés] » (article 2.4.1).

#### 10.2. Les dispositions prises par EDF

La priorité à la sûreté s'incarne au plus haut niveau de l'entreprise EDF par une Politique Sûreté signée par son Président-Directeur Général. Cette politique fixe les exigences et les principes pour s'assurer, dans l'ensemble des décisions prises à tous les niveaux de l'entreprise, de la priorité accordée à la protection des intérêts, en premier lieu par la prévention des accidents et la limitation de leurs conséquences au titre de la sûreté nucléaire.

Cette politique, s'inspirant des guides et référentiels internationaux (AIEA SF n°1 et GSR Part 2, INSAG 4 pour la culture sûreté, INSAG 13 pour le management de la sûreté, INSAG 18 pour la maîtrise des changements), vise à réaffirmer au niveau du Groupe la priorité à la sûreté et à aider chaque manager à l'incarner auprès de tous, en associant les partenaires industriels.

En complément de cette Politique Sûreté du Groupe EDF, chaque directeur de CNPE élabore une Politique en Matière de protection des Intérêts présentant son engagement d'accorder la priorité aux intérêts protégés et les principes pour la mettre en œuvre. De plus, la DPNT, la DISC (Direction Ingénierie et Supply Chain) et la DPC (Direction Projets et Constructions) ont élaboré une Politique commune de protection des intérêts qui s'applique à toute entité d'EDF-SA réalisant des Activités Importantes pour la Protection (AIP) pour le compte d'un CNPE et aux intervenants extérieurs y réalisant des AIP. Pour simplifier la mise en œuvre et

l'appropriation par toutes les personnes devant connaître et appliquer cette politique en matière de protection des intérêts, la première page est commune à l'ensemble de ces politiques.

La responsabilité de la mise en œuvre de cette politique par chaque métier repose sur la ligne managériale correspondante. Elle réaffirme la priorité accordée à la sûreté en vue d'un usage durable de l'énergie nucléaire, avec des engagements forts en matière de comportement et culture de sûreté, recherche du progrès permanent, ouverture aux meilleures pratiques internationales, préparation aux situations d'urgence, transparence et dialogue. Cette politique est diffusée et portée auprès de chaque agent et de chaque prestataire.

Chaque directeur de CNPE établit un système de gestion intégrée pour l'ensemble des INB sous sa responsabilité, qui concourt au respect des règles de la sûreté nucléaire et de la radioprotection dans l'organisation et le fonctionnement de son entité et, plus généralement, à la protection des intérêts visés par le code de l'environnement. Dans ce sens, il s'assure de la priorité accordée à la protection des intérêts susmentionnés et à son amélioration permanente, en premier lieu par la prévention des accidents et la limitation de leurs conséquences au titre de la sûreté nucléaire. Il veille à développer l'amélioration continue et la prise en compte des meilleures pratiques, y compris internationales.

L'amélioration continue est promue et organisée, en faisant appel à l'ensemble des compétences du Groupe et aussi aux organisations internationales compétentes en sûreté nucléaire. Le retour d'expérience est collecté, analysé, présenté au bon niveau de décision et intégré. Les exploitants nucléaires du Groupe reçoivent régulièrement des évaluations internationales, en particulier les missions OSART de l'AIEA qui traitent du thème « leadership and management for safety ». De même, des revues de pairs (« Combined Peer Reviews ») sont menées conjointement par WANO et par l'Inspection Nucléaire (Filère Indépendante de Sûreté de la DPN) sur le parc en exploitation à raison de cinq par an en moyenne. La prise en compte de leurs recommandations est pilotée au sein de plans d'amélioration.

L'évaluation de sûreté indépendante est exercée via la mise en place d'une filière indépendante de sûreté, à chaque niveau de l'organisation d'EDF.

Au niveau de la Division Production Nucléaire (DPN), un Comité Sûreté Nucléaire en Exploitation présidé par le Directeur Adjoint Technique de la Division permet une analyse de sûreté transverse des événements d'exploitation avec la participation de l'ensemble des directeurs d'unités.

Pour ce qui concerne le développement de la culture de sûreté, EDF a produit, en partant des pratiques internationales :

- un guide sur la culture de sûreté, qui présente la démarche historique menée chez EDF et les repères communs en matière de culture de sûreté ;
- un guide « Leaders du nucléaire », qui définit les comportements attendus des personnels et de leur encadrement ;
- un ensemble d'outils, qui permettent concrètement de se positionner, débattre, échanger sur les pratiques en matière de sûreté au sein d'une unité, des services et des équipes sûreté ;
- d'autres dispositifs, comme le retour d'expérience ou les évaluations internes et internationales (AIEA, combinées EDF/WANO).

EDF renforce la culture de sûreté au niveau de chaque CNPE en s'appuyant sur le développement du leadership sûreté et de la feuille de route « Culture Sûreté » associée. Dans l'objectif de renforcer le leadership sûreté, un Questionnaire Perception de la Sûreté (QPS), fondé sur le document WANO « Traits of a healthy safety culture », est réalisé tous les deux ans, en alternance avec une auto-évaluation sur les pratiques de management

de la sûreté. Leur exploitation permet de prendre en compte les remontées, les éventuelles alertes de l'ensemble des agents et de mettre en débat les résultats dans les collectifs de management et de travail. Les actions de progrès qui en découlent sont intégrées dans les feuilles de route Culture Sûreté pluriannuelles pour continuer de progresser sur les enjeux de sûreté, au niveau CNPE et de plus en plus en au niveau des services. Ces feuilles de route comprennent différents types d'actions d'amélioration en réponse au diagnostic des CNPE et de leurs services, qui relèvent de la formation, de l'usage de leviers et pratiques de management de la sûreté (analyse de risques, pratiques de fiabilisation des interventions, contrôle...) mais aussi de temps de partage et mise en débat dans les équipes.

### 10.3. Les dispositions prises par le CEA

La sûreté nucléaire est une priorité majeure du CEA. Le management de la sûreté repose sur :

- une organisation claire dans laquelle tout acteur, à chaque niveau, est formé, sensibilisé et responsabilisé pour remplir le rôle qui lui est clairement attribué (voir Annexe C) ;
- une culture de sûreté enseignée, entretenue et développée ;
- des acteurs professionnels, compétents et aptes à travailler en équipes.

Au niveau central, l'administrateur général fixe les grandes orientations et met en place les mesures visant, d'une part à la mise en œuvre des dispositions et des prescriptions législatives, réglementaires et particulières applicables, d'autre part au management de la sûreté nucléaire du CEA. Il rend des arbitrages sur les décisions stratégiques.

Depuis 2006, le CEA a adopté une politique de sécurité, intégrant la sûreté nucléaire, au travers d'un plan quadriennal d'amélioration continue.

La Direction de la Sécurité et de la Sûreté Nucléaire (DSSN), qui assiste l'administrateur général, définit une politique de protection des intérêts pour les INB qui relèvent de la Direction des Energies (DES). Cette politique de protection des intérêts est extraite du plan quadriennal d'amélioration continue pour ce qui concerne la sûreté nucléaire. Cette politique fait l'objet d'une lettre d'engagement du CEA, signée par l'administrateur général.

Au niveau local, les directeurs des centres et les chefs d'installations veillent à son application dans chaque installation dont ils ont la responsabilité. A cette fin, la lettre d'engagement signée de l'administrateur général est affichée autant que faire se peut au sein des INB.

La DSSN décline pour le CEA les éléments de doctrines de la sûreté nucléaire (textes législatifs, arrêtés, décisions ASNR) au travers de documents prescriptifs et de recommandations ou guides à destination des acteurs de la sûreté nucléaire. La sûreté nucléaire est organisée à différents échelons

- au niveau de la direction des énergies (DES), le Directeur Délégué à la Sécurité et Sûreté rattaché au directeur de la DES, pilote les thématiques sûreté pour l'ensemble des INB, aidé par une unité support.
- au niveau des centres, des entités nommées « cellules de sûreté » ont la charge d'assurer la validation des dossiers de sûreté (conception, réexamen périodiques, modifications ...) réalisés par les services d'exploitation. Le processus de validation des dossiers peut faire l'objet d'une Commission de Sûreté Interne (CSI) qui regroupe des experts des différents domaines de la sûreté et qui se prononcent sur le bien-fondé des études de sûreté.

La fonction de contrôle est aussi assurée par les « cellules de sûreté » ou la DSSN, entités distinctes et indépendantes de celles qui constituent la ligne d'action. La fonction de contrôle consiste à évaluer l'efficacité

et l'adéquation des actions menées et de leur contrôle technique interne. Au niveau de l'administrateur général, la fonction de contrôle est assurée par l'inspection générale et nucléaire (IGN). L'IGN effectue des audits programmés ou réactifs en lien avec des événements significatifs. La direction de l'IGN peut aussi, en tant que de besoin, s'autosaisir.

Le CEA s'est également engagé dans une démarche d'auto-évaluation par le biais d'indicateurs de suivi de la sûreté et du bon fonctionnement de l'organisation.

Par ailleurs, le CEA continue de renforcer son organisation, notamment :

- l'organisation du soutien technique aux installations dans certains domaines d'expertise ;
- les dispositions organisationnelles relatives à la maîtrise des prestataires ;
- l'organisation des opérations de démantèlement.

#### 10.4. Les dispositions prises par l'ILL

La sûreté nucléaire a toujours été et reste la priorité de l'ILL. Le management de la sûreté à l'ILL repose entre autres sur une organisation clairement définie.

Le Directeur de l'ILL assume la responsabilité d'exploitant nucléaire. Dans ce domaine, deux services lui sont directement rattachés :

- un Service Radioprotection-Sécurité-Environnement (SRSE) ;
- une Cellule Qualité-Sûreté-Risques (CQSR) permettant d'apporter un avis indépendant sur la sûreté du réacteur.

Le Directeur adjoint pour la gestion de l'INB, Chef de la Division Réacteur, assure, par délégation du Directeur, la responsabilité de l'exploitation, de la sûreté et de la sécurité du réacteur et de ses annexes. Dans le domaine de la sûreté, il s'appuie sur une Cellule Sûreté (CS) qui lui est directement rattachée.

Les rôles et responsabilités des deux entités CQSR, auprès du Directeur, et CS, auprès du Chef de la Division Réacteur, sont clairement identifiés et décrits dans le SMI mentionné au § 9.1. Ainsi, la CQSR est en charge notamment de la réalisation des vérifications et évaluations indépendantes de sûreté.

La politique en matière de protection des intérêts mentionnée au § 9.1 est remise systématiquement aux nouveaux collaborateurs et aux prestataires réalisant des activités importantes pour la protection et diffusée à tous les collaborateurs chaque année à la suite de la revue de direction du SMI.

Une formation interne ILL à la culture de sûreté est également dispensée périodiquement aux collaborateurs à tous les niveaux. De plus, les collaborateurs de l'ILL sont fortement sensibilisés à la culture de sûreté du fait de la taille de l'ILL (nombre restreint de niveaux hiérarchiques) : ils sont activement impliqués dans l'amélioration quotidienne du niveau de qualité et de sûreté de leurs activités ainsi que dans le processus d'amélioration continue du SMI.

#### 10.5. Les dispositions prises par l'Organisation ITER

Au sein de l'Organisation ITER, le département « sûreté et qualité » doit veiller à ce que la sûreté nucléaire soit prise en compte de manière prioritaire dans le projet ITER et sur toutes ses phases, dans le respect de la réglementation française. Il doit promouvoir les démarches de renforcement de la culture sûreté et qualité au sein du projet. Il est directement rattaché au Directeur Général, témoignant de l'importance de ces sujets pour le projet.

Au 1er octobre 2024, l'organisation des équipes sûreté de l'organisation ITER a évolué. Les objectifs généraux de la réorganisation étaient les suivants :

- renforcer la responsabilité en matière de sûreté nucléaire dans les unités opérationnelles,
- améliorer l'efficacité de l'organisation pour trouver des solutions d'ingénierie adaptées, avec un niveau adéquat d'exigences en matière de sûreté,
- fournir aux autorités des dossiers d'autorisation de qualité, conformément au calendrier du projet.

L'Organisation ITER met en œuvre tous les moyens nécessaires pour s'assurer que les risques qu'elle pourrait entraîner pour la sécurité, la santé et la salubrité publiques ou la protection de la nature et de l'environnement sont aussi faibles que raisonnablement possible.

## 10.6. Les dispositions de contrôle des exploitants prises par l'ASNR

L'ASNR contrôle les exploitants des INB pour s'assurer qu'ils accordent la priorité à la protection des intérêts protégés (cf définition au § 7.1.1), « *en premier lieu par la prévention des accidents et la limitation de leurs conséquences au titre de la sûreté nucléaire* ».

Ce contrôle s'exerce selon trois niveaux :

1. les inspections permettent d'apprécier la manière dont les exploitants déclinent la priorité à la protection des intérêts dans leurs activités et d'apprécier le niveau de culture de sûreté. Ces inspections peuvent porter sur la politique de protection des intérêts, sur les actions engagées en matière d'animation et de développement de la culture sûreté, sur l'appropriation correcte de la culture de sûreté par les acteurs. Les inspections permettent aussi d'examiner comment sont faits les arbitrages dans les cas où un problème de sûreté nucléaire est présent. Outre les techniques habituelles d'examen documentaire et d'observation en situation de travail, les inspecteurs de l'ASNR peuvent avoir recours à des entretiens individuels, pour lesquels ils ont été spécifiquement formés : ces entretiens ont pour objectif de faire expliciter par la personne interviewée, qui intervient sur le terrain, son activité et le contexte de cette activité (en particulier le sens donné à son travail) ;
2. l'analyse des événements significatifs, qui permet d'avoir un regard complémentaire par rapport à l'inspection, à la fois en termes d'analyse des causes profondes des événements et en termes de proposition d'actions préventives ou correctives engagées par l'exploitant : ceci apporte un autre regard sur la culture de sûreté de l'exploitant ;
3. un regard plus global est aussi apporté périodiquement lors des instructions du management de la sûreté chez les exploitants. Les conclusions de ces instructions sont présentées au groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires (voir § 8.1.6).

L'ASNR contrôle la politique et le système de management de la sûreté des exploitants d'INB en :

- vérifiant que les engagements pris par l'exploitant sont respectés, notamment lorsqu'ils conduisent à la mise en œuvre d'actions concrètes dans les installations concernées ;
- examinant, dans le cadre des instructions de sujets génériques à forts enjeux, les organisations mises en place par l'exploitant et leurs modes de fonctionnement, y compris sous l'angle managérial ;
- analysant les méthodes d'évaluation de l'efficacité du management de la sûreté des exploitants, les leviers d'amélioration qu'ils identifient, et les gains apportés par les modifications organisationnelles mises en œuvre.

## 10.7. Les dispositions internes de l'ASNR

L'ASNR assure, au nom de l'état, le contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection pour protéger les personnes et l'environnement.

L'ASNR favorise l'implication de tous pour l'accomplissement de ses missions. La culture de sûreté est au cœur des valeurs et des pratiques de l'ASNR.

L'ASNR a une attitude interrogative poussée : elle ne s'arrête pas aux premières réponses de l'exploitant et poursuit son questionnement jusqu'à l'obtention de toutes les informations nécessaires (comme cela a été le cas, par exemple, sur l'anomalie de la concentration en carbone affectant certains gros équipements des réacteurs d'EDF). En cas de détection d'un écart, elle s'interroge systématiquement sur l'extension possible à d'autres équipements ou d'autres installations. L'organisation de l'ASNR permet une construction collective des décisions. Cela permet à chacun de s'exprimer, quel que soit son niveau hiérarchique, dans le cadre d'une écoute bienveillante.

### Focus n°10 : Culture de sûreté de l'ASN

L'ASN a engagé en 2023 des travaux sur sa culture de sûreté en se concentrant sur la question « Comment l'ASN agit pour s'assurer de la sûreté de ses installations et de leur exploitation ? ».

L'ASN a mené ces travaux avec l'appui du Laboratoire d'Économie et de Management de l'Université de Nantes. Après une analyse bibliographique, l'étude s'est orientée vers l'analyse de la culture organisationnelle de l'ASN. La culture de sûreté du régulateur étant la « part de la culture organisationnelle qui influence le comportement des individus (staff et management), des unités organisationnelles et de l'organisation dans le traitement de la sûreté »\*. La culture de sûreté traduit donc la façon dont l'organisation et les individus remplissent leurs rôles et assument leurs responsabilités vis-à-vis de la sûreté. Elle engage les organismes et chaque individu à prêter une attention particulière et appropriée à la sûreté.

Edgar Schein (ancien sociologue américain, professeur au MIT) propose un modèle pour comprendre et identifier la culture organisationnelle, reposant sur trois niveaux :

- le niveau le plus profond associé aux principes fondamentaux, le plus difficilement accessible,
- le niveau intermédiaire, dit des justifications (éléments moins tangibles mais communicables comme les valeurs, croyances, normes, attentes, philosophies, politiques, etc),
- le niveau visible, dit des artefacts (comportements, structures et processus de l'organisation, documents, manière de parler, rituels, routines, etc).

Les justifications et artefacts, plus facilement accessibles, sont nécessaires pour identifier le niveau des principes fondamentaux et pour leur donner du sens.

Dans le cadre de ces travaux, il a été retenu de centrer l'analyse sur les composantes de la politique de contrôle de l'ASN relative aux installations nucléaires, à savoir encadrer les activités nucléaires selon les enjeux, inspecter en renforçant l'approche graduée, sanctionner à bon escient. Au travers des entretiens individuels et collectifs menés auprès du personnel de l'ASN, des observations de terrain ainsi que des interactions avec l'exploitant et l'IRSN, l'analyse a permis de mettre en lumière les traits caractéristiques de la culture de l'ASN et d'identifier les sous-cultures internes, en matière de :



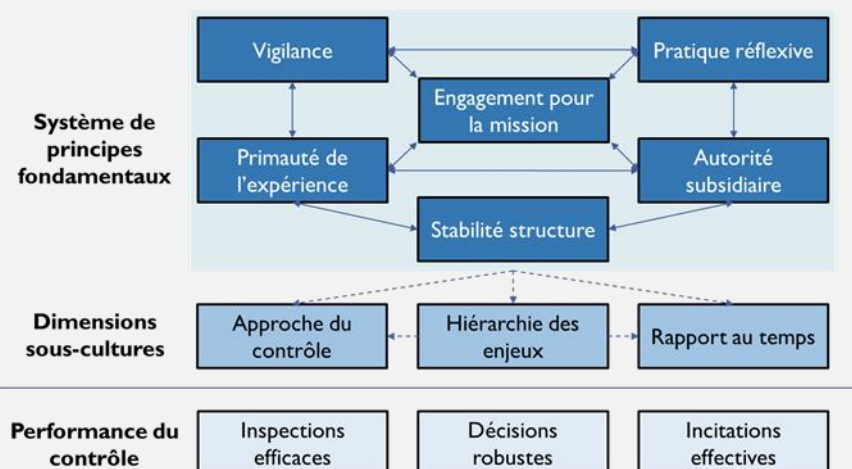
- hiérarchie des enjeux : les services centraux se concentrent sur les aspects techniques et réglementaires, tandis que les divisions prennent aussi en compte l'environnement local. À mesure que l'on monte dans la hiérarchie (directeurs, codir, comex, collège), les enjeux deviennent plus larges, intégrant des dimensions politiques, économiques et juridiques ;
- rapport au temps : les services centraux privilégient le temps long pour une expertise approfondie, tandis que les divisions sont soumises à des contraintes temporelles plus fortes liées à l'exploitation des installations nucléaires, avec des inspections à cadence soutenue ;
- approche du contrôle : allant du dialogue réglementaire axé sur la conformité au dialogue technique visant une compréhension mutuelle des risques.

Le contrôle de l'ASN retient trois critères clés de performance du contrôle :

- l'efficacité des inspections, combinant effectivité et efficience,
- la robustesse des décisions, construites collectivement et compréhensibles,
- les incitations effectives, ou leviers utilisés à l'égard d'un exploitant nucléaire.

Ces travaux ont permis se réinterroger, dans un contexte évolutif, sur les cadres d'action de l'ASN ainsi que ses pratiques. Ils méritent d'être poursuivis dans le cadre de la création de l'ASNR.

*\*Guidelines for safety culture self-assessment for the regulatory body International Atomic Energy Agency (International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 2019, p.5)*



*Système de principes fondamentaux interdépendants, les trois dimensions des sous-cultures du système organisationnel de l'ASN et les trois critères de performance du contrôle.*

## Article 11 Ressources financières et humaines

### ARTICLE 11 RESSOURCES FINANCIÈRES ET HUMAINES

*1. Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour que des ressources financières adéquates soient disponibles pour les besoins de la sûreté de chaque installation nucléaire pendant toute la durée de sa vie.*

*2. Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées afin qu'un nombre suffisant d'agents qualifiés ayant été formés, entraînés et recyclés comme il convient soient disponibles pour toutes les activités liées à la sûreté qui sont menées dans ou pour chaque installation nucléaire pendant toute la durée de sa vie.*

### 11.1. Les ressources financières

#### 11.1.1. Le cadre réglementaire

Le code de l'environnement impose à l'exploitant de « *disposer des ressources techniques, financières et humaines, décrites dans une notice, et de mettre en œuvre les moyens nécessaires pour exercer sa responsabilité* » (article L. 593- 6).

Le code de l'environnement prévoit que l'autorisation de création d'une INB prenne en compte « *les capacités techniques et financières de l'exploitant* ». Ces capacités doivent lui permettre de conduire son projet dans le respect des intérêts mentionnés « *en particulier pour couvrir les dépenses de démantèlement de l'installation et de remise en état, de surveillance et d'entretien de son lieu d'implantation ou, pour les installations de stockage de déchets radioactifs, pour couvrir les dépenses d'arrêt définitif, d'entretien et de surveillance* » (article L. 593-7).

L'arrêté INB inclut des dispositions exigeant que l'exploitant mette en place des ressources – notamment financières - adaptées pour définir, mettre en œuvre, maintenir, évaluer et améliorer un système de management intégré (article 2.4.2).

Le guide n°30 de l'ASN recommande que « *les ressources financières de l'exploitant lui permettent de faire face aux risques économiques raisonnablement prévisibles qui peuvent avoir un impact sur la protection des intérêts protégés, que ces risques soient spécifiques à l'INB (par exemple des opérations imprévues de maintenance lourde) ou globaux (par exemple le risque de marché)* ».

Le dispositif juridique vise à sécuriser le financement des charges nucléaires, en respectant le principe « pollueur-payeur ». Le code de l'environnement définit le dispositif relatif à la sécurisation des charges nucléaires liées au démantèlement des installations nucléaires, à la gestion des combustibles usés et à la gestion des déchets radioactifs (articles L. 594-1 à L. 594-14). Le code de l'environnement dispose aussi que les exploitants évaluent, de manière prudente, les charges de démantèlement de leurs installations, les charges de gestion de leurs combustibles usés et de leurs déchets radioactifs (article L. 594-1). Les exploitants nucléaires doivent ainsi prendre en charge ce financement, par la constitution d'un portefeuille d'actifs dédiés à hauteur des charges anticipées. Ils sont tenus de remettre au Gouvernement des rapports triennaux relatifs à ces charges et des notes d'actualisation annuelles. Le provisionnement se fait sous le contrôle direct de l'État. La Direction générale de l'énergie et du climat (DGEC) est l'autorité administrative compétente pour ce contrôle : elle analyse la situation des exploitants et peut prescrire les mesures nécessaires en cas d'insuffisance ou d'inadéquation. Dans tous les cas, ce sont les exploitants nucléaires qui restent responsables du bon financement de leurs charges de long terme.

Enfin, au titre de la responsabilité civile, le montant maximum de la responsabilité de l'exploitant est fixé à 700 millions d'euros pour les dommages nucléaires causés par chaque accident nucléaire (article L. 597-4 du code de l'environnement). Chaque exploitant est tenu d'avoir et de maintenir une assurance ou une garantie financière du montant de sa responsabilité.

### 11.1.2. Les dispositions prises pour les réacteurs électronucléaires

Avec une puissance installée nette de 125 GWe dans le monde au 31 décembre 2024, pour une production mondiale de 520,3 TWh, le Groupe EDF dispose de l'un des plus importants parcs de production d'électricité au monde. En France continentale, la production nette d'électricité par EDF en 2024 a été de 479 TWh, dont 361,7 TWh issus de la production nucléaire (62 GWe de capacité installée), 50,6 TWh hydraulique (20 GWe) et 2,7 TWh du thermique (5,5 GWe).

En 2024, le Groupe a réalisé un chiffre d'affaires consolidé de 118,7 milliards d'euros, un EBITDA de 36,5 milliards d'euros et un résultat net part du Groupe de 11,4 milliards d'euros.

Concernant la production nucléaire en France, le Conseil d'administration d'EDF a approuvé début 2015 le principe du programme du « Grand carénage » destiné à rénover le parc nucléaire français, à augmenter le niveau de sûreté des réacteurs et, si les conditions en sont réunies, à prolonger leur durée de fonctionnement. Les investissements sur la période 2022 à 2028, phase 2 du Grand Carénage, ont été réestimés fin 2024, à 36,1 milliards en euros courants, soit 32,0 milliards d'euros 2021. En 2024, le montant total des investissements s'élève à 5,2 milliards d'euros. Ces montants incluent le coût des travaux relatifs à la corrosion sous contrainte estimés à 1,3 milliard d'euros courants (1,2 milliard d'euros 2021) sur la période 2022-2025.

Les travaux industriels se poursuivront au-delà de 2028. Les dépenses d'investissement resteront élevées au-delà de cette date.

Ce programme industriel est engagé progressivement, dans le respect des objectifs de la loi relative à la transition énergétique, des programmations pluriannuelles de l'énergie (PPE), des avis et prescriptions de l'ASNR ainsi que des procédures prévues pour un fonctionnement des réacteurs au-delà de 40 ans.

Par ailleurs, pour sécuriser le financement de ses engagements nucléaires de long terme, EDF a mis en place dans les années passées un portefeuille d'actifs affectés de façon exclusive à la couverture des provisions liées au démantèlement des centrales nucléaires et à l'aval du cycle du combustible. Les actifs dédiés représentent au 31 décembre 2024 une valeur de réalisation de 40,3 milliards d'euros (37,5 milliards en 2021). Les rapports triennaux relatifs à ces charges, ainsi que les notes d'actualisation annuelle, sont transmis à la DGEC.

EDF dispose donc des ressources financières pour les besoins de la sûreté de chaque installation nucléaire pendant toute la durée de sa vie.

### 11.1.3. Les dispositions prises pour les réacteurs de recherche

#### 11.1.3.1. Le réacteur CABRI du CEA

Le budget du CEA provient en grande partie de l'Etat. Dans ce budget, 10 millions d'euros sont affectés annuellement à l'installation CABRI, dont environ 2 millions pour la sûreté. Ce montant est jugé suffisant pour couvrir les coûts associés à la sûreté (réexamens de sûreté, maintenance préventive, contrôle et essais périodiques).

Concernant les capacités financières pour la phase de démantèlement et conformément à la réglementation, le CEA constitue une provision pour le démantèlement, la gestion du combustible usé et des déchets du

réacteur CABRI prévus à l'issue de sa période de fonctionnement. L'estimation de cette provision est présentée à la DGEC dans un rapport triennal ; une lettre d'actualisation de ce rapport est réalisée chaque année.

#### 11.1.3.2. *Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL*

L'ILL, société civile de droit privé français fondée en 1967, est principalement financé par la France, l'Allemagne et la Grande-Bretagne via ses associés (CEA, CNRS, FZJ, UKRI) et fait l'objet d'une convention entre ces trois pays. Cette convention a été prolongée par la signature du 6<sup>ème</sup> avenant qui assure à l'ILL les capacités financières nécessaires pour son fonctionnement sur les années 2024 à 2033.

Dans ce cadre, pendant toute la durée d'exploitation de l'ILL, la Direction présente deux fois par an à ses associés français, allemands et britanniques un budget à 10 ans (investissement et fonctionnement). Ce budget pluriannuel comprend l'ensemble des besoins exprimés et plus particulièrement ceux liés à la sûreté de l'INB : financement des ressources humaines suffisantes et compétentes, investissements pour les modifications mises en œuvre dans le cadre du réexamen périodique et des évolutions réglementaires, maintenance, etc. Ce budget est voté à l'équilibre par les associés de l'ILL, deux fois par an.

Le budget moyen annuel de l'ILL est de 100 M€, dont 10 % sont consacrés aux investissements liés au réacteur (améliorations de sûreté, jouvence, maintenance) et à la modernisation des instruments scientifiques.

Concernant les capacités financières pour la phase de démantèlement, la gestion du combustible usé et des déchets et conformément à la réglementation, l'ILL constitue une provision pour le démantèlement prévu à l'issue de sa période de fonctionnement. L'estimation de cette provision est présentée à la DGEC dans un rapport triennal ; une lettre d'actualisation de ce rapport est réalisée chaque année. Dans ce cadre et conformément à la convention qui régit l'ILL, les gouvernements des associés s'engagent à couvrir cette provision par reconnaissance d'une créance que l'ILL détient auprès de chacun d'eux (ce qui correspond à la couverture du passif par un actif égal à la créance vis-à-vis des associés). Cette reconnaissance est effectuée chaque année. Ce processus est également validé par le commissaire aux comptes.

#### 11.1.4. **Le contrôle des autorités**

Dans le cadre de l'instruction d'une demande d'autorisation de création d'une nouvelle installation, les autorités s'assurent que l'exploitant dispose des capacités financières pour conduire son projet en exerçant sa responsabilité première en matière de sûreté tout au long des différentes phases du cycle de vie de l'installation projetée (conception, construction/fabrication, maintenance, réexamen périodique, démantèlement...).

Les rapports triennaux qui présentent l'évaluation des charges liées au démantèlement et à la gestion des déchets sont instruits par la DGEC. La DGEC demande à l'ASNR d'examiner les hypothèses techniques (notamment celles liées au traitement des combustibles usés) étayant les évaluations de ces charges et de s'assurer notamment de la cohérence entre l'évaluation des charges présentées par les exploitants et la stratégie de démantèlement, de gestion des combustibles usés et des déchets radioactifs. Un rapport d'expertise annuel est remis par l'ASNR à la DGEC sur l'analyse des rapports triennaux de chaque exploitant et des notes d'actualisation annuelle.

## 11.2. Les ressources humaines

### 11.2.1. Le cadre réglementaire

Il incombe à l'exploitant d'une INB de disposer des ressources humaines suffisantes, adaptées et qualifiées. Les exigences réglementaires relatives aux ressources dont doit disposer l'exploitant d'une INB figurent notamment dans le code de l'environnement (article L. 593-6) et l'arrêté INB (article 2.1.1).

En outre, l'arrêté INB précise que « *les activités importantes pour la protection, leurs contrôles techniques, les actions de vérification et d'évaluation sont réalisées par des personnes ayant les compétences et qualifications nécessaires* » (article 2.2.2). Dans ce cadre, l'exploitant doit mettre en œuvre des dispositions adaptées en matière de formation afin de maintenir et développer les compétences et qualifications que ce soit pour son personnel ou bien les intervenants extérieurs.

En application de la décision ASN « urgence », l'exploitant doit « *définir les effectifs et les compétences des équipiers de crise, en fonction des actions humaines requises et des conditions d'intervention susceptibles d'être rencontrées. L'exploitant met en œuvre les dispositions organisationnelles lui permettant de s'assurer que ces effectifs et ces compétences sont mobilisables à tout moment et pour une durée appropriée, et prévoyant notamment les relèves nécessaires.* »

### 11.2.2. Les dispositions prises pour les réacteurs électronucléaires

Fin 2024, l'effectif de la division production nucléaire (DPN) d'EDF, en charge de l'exploitation des réacteurs nucléaires, est d'environ 23 400 personnes, réparties entre les centrales en exploitation incluant depuis le 3 septembre 2024 le réacteur EPR de Flamanville et les 2 unités nationales d'ingénierie. Les ingénieurs et cadres représentent 37 % des effectifs, les agents de maîtrise 59 % et les agents d'exécution 4 %.

À ces 23 400 personnes, s'ajoutent les ressources humaines d'EDF consacrées à la conception, aux constructions neuves, à l'ingénierie du parc en exploitation et aux fonctions de support, et à la déconstruction des réacteurs nucléaires :

- environ 8 000 ingénieurs et techniciens des centres d'ingénierie dont 80% de cadres et 20% d'agents de maîtrise ;
- près de 235 ingénieurs et techniciens de la division combustible nucléaire (DCN) ;
- plus de 750 ingénieurs et techniciens de la division EDF recherche et développement (EDF R&D).

Depuis 2006, EDF travaille en profondeur pour sécuriser les compétences et trajectoires d'effectifs, grâce à la démarche de gestion prévisionnelle des emplois et compétences (GPEC), basée sur des principes homogènes pour l'ensemble des centrales nucléaires et élaborée à partir de la réalité du terrain par itérations successives. Ces éléments font l'objet d'un suivi, d'un pilotage et d'un contrôle spécifique.

EDF dispose d'une organisation nationale coordonnée en matière de formation et d'une unité de professionnalisation pour la performance industrielle dédiée à l'élaboration et à la réalisation des formations. Des formations génériques sont disponibles, notamment les stages « sûreté à la conception » et « sûreté en exploitation » pour le domaine de la sûreté. Les membres de l'organisation de crise suivent des formations et des entraînements réguliers à la maille locale et nationale. Certains entraînements sont organisés avec les pouvoirs publics.

La division production nucléaire a vécu, entre 2008 et 2018, une refonte profonde de ses ressources humaines, avec un fort renouvellement des compétences (12 000 entrants), ce qui a demandé des volumes de formation importants. Les nouveaux entrants sont intégrés systématiquement dans un cursus de formation initiale de

huit semaines « Académie des Savoirs Communs » qui couvre le fonctionnement, la culture de sûreté et de qualité, la sécurité et radioprotection... En fonction du domaine d'intervention, le cursus se poursuit par une « Académie de Savoirs Spécifiques Métier » qui permet d'exercer les bases d'un métier (ex : Technicien de conduite). Au-delà du socle des formations de base et métiers, des focus sur des thèmes annuels peuvent être proposés dans les métiers sur la base du REX : par exemple, une formation dédiée aux REX des non-conformités aux spécifications techniques d'exploitation pour toutes les équipes de conduites a été mise en place. Depuis 2019, dans le cadre du programme START 2025, la Division Production Nucléaire a engagé un programme « Compétences EDF » afin de dynamiser encore plus les actions de professionnalisation en repositionnant le management au centre de la dynamique de management des compétences. Ainsi les Comités de Formation ont évolué vers des « Comités Compétences » en unité afin d'intégrer, en complément des actions de formation, les actions de développement des compétences par le biais du compagnonnage, des entraînements sur maquettes ou sur simulateurs, des immersions dans d'autres entités de l'entreprise ou chez les partenaires industriels, de la ré-internalisation des activités ... Le noyau dur des entraînements « juste à temps » a été défini dans le but de sécuriser la réalisation de certaines activités sensibles, notamment via l'utilisation de simulateurs pour la conduite ou via les « espaces maquette » pour la maintenance. Pour les métiers à fort enjeu (conduite, ingénieur sûreté ...), un système d'habilitation est organisé. Des recyclages réguliers sont mis en place et pilotés à la maille des entités. Le management des compétences à la DPN est basé sur le retour d'expérience issu des autres exploitants internationaux. La démarche Systematic Approach to Training (SAT) se déploie progressivement sur les métiers à enjeu sûreté. Cette approche systémique doit son efficacité au fait que la formation répond au besoin, vise la bonne cible et intervient au bon moment. Le programme de professionnalisation (formation, observation en situation de travail, compagnonnage...) est construit pour atteindre les objectifs de compétence, selon les options pédagogiques adaptées. Un outil d'évaluation et de cartographie des compétences a été développé et est en cours de déploiement. Cet outil permet de capitaliser pour chaque salarié les formations réalisées ainsi que les entraînements, actions de compagnonnage, observations en situation de travail etc. Il permet de compléter les entretiens entre chaque salarié et son manager direct et de veiller à l'acquisition, au maintien et au développement dans la durée des compétences individuelles de ses salariés et des compétences collectives des équipes. Des noyaux de cohérence définissent les organisations et les emplois repères. Pour ces emplois, un référentiel fait le lien entre les activités réalisées et les moyens d'acquérir les compétences.

A l'ingénierie nucléaire, une démarche « Plan de Développement des Compétences » (PDC) implique toutes les unités concernées (ingénierie, production et R&D) depuis 2006. Cette démarche veille au bon développement des compétences des métiers de l'ingénierie et permet d'alimenter, par une vision transverse et prospective, les réflexions des unités sur les choix en matière de GPEC.

Le GIFEN (Groupement des Industriels Français de l'Energie Nucléaire) a initié, depuis trois ans, le Programme Match avec l'ensemble des entreprises de sa filière. Ce travail d'évaluation de l'adéquation des besoins et ressources de la filière nucléaire pour être au rendez-vous de ses programmes, a abouti à une note, remise au Gouvernement en avril 2023 (voir § 4.1.5). En 2025, le Groupe EDF se dote d'un plan de charge sur le périmètre nucléaire, notamment pour piloter de manière dynamique les besoins du Groupe EDF vis-à-vis de la filière en France et à l'international.

### 11.2.3. Les dispositions prises pour les réacteurs de recherche

#### 11.2.3.1. Le réacteur de recherche CABRI du CEA

Le réacteur CABRI dispose d'un personnel compétent en nombre suffisant pour assurer les activités liées à la sûreté (exploitation, maintenance, études) :

- le chef d'installation et son suppléant ;
- deux ingénieurs sûreté, qui possèdent également une qualification en sûreté-criticité ;
- deux personnes du service de radioprotection, en charge de la surveillance de l'installation et du suivi radiologique du personnel ;
- des intervenants des unités de soutien et des entreprises sous-traitantes pour la réalisation des opérations de maintenance, des contrôles et essais périodiques.

Les personnels du réacteur CABRI en charge d'activités en lien avec la sûreté nucléaire reçoivent des formations spécifiques à leur poste, notamment par le compagnonage. Ils sont qualifiés et habilités au regard des activités dont ils ont la responsabilité et selon une procédure appliquée à l'ensemble des INB du CEA :

- la séparation des responsabilités de qualification et d'habilitation ;
- la reconnaissance de la qualification par un responsable ;
- la reconnaissance de la qualification, notamment par validation des compétences acquises au cours des expériences professionnelles et pas seulement par la formation ;
- la prise en compte de la diversité des moyens d'acquisition de compétences (formations initiale et professionnelle, expérience professionnelle, auto-formation, tutorat) ;
- la traçabilité des décisions de qualification et d'habilitation.

Le chef de l'installation CABRI suit une formation spécifique préalable à sa prise de fonction. Cette formation couvre le management des hommes et des opérations, la sûreté nucléaire au CEA et, en exploitation, les responsabilités juridiques de l'exploitant, la radioprotection et la gestion des déchets.

L'ensemble du personnel du réacteur CABRI suit un programme de formation sur la culture de sûreté élaboré par la DSSN. Cette formation couvre les aspects théorique, réglementaire et opérationnel de la culture de sûreté.

#### 11.2.3.2. Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL

L'ILL dispose en interne des ressources humaines suffisantes et compétentes lui permettant d'assurer la maîtrise de ses activités et plus particulièrement celles liées à l'exploitation et à la sûreté du réacteur (études, projets, maintenance, etc.). Le taux de sous-traitance pour ces activités est très faible (inférieur à 20 %).

De plus depuis 2016, pour répondre aux besoins dans le domaine de la sûreté, l'ILL a sensiblement augmenté le grément de ses équipes. L'Institut a ainsi renforcé le nombre d'ingénieurs sûreté dans la cellule sûreté (CS), rattachée au chef de la Division Réacteur, ainsi que dans la cellule qualité-sûreté-risques (CQSR) rattachée à la Direction.

Pour assurer la surveillance de l'installation et le suivi radiologique du personnel, l'effectif de l'unité de protection contre les rayonnements a également été renforcé et est placé sous la responsabilité d'un ingénieur radioprotection.

Pour assurer la surveillance de l'environnement, l'ILL s'est doté d'un nouveau laboratoire depuis 2010, son effectif est composé de techniciens et d'un ingénieur.



La gestion des compétences du personnel de l'ILL amené à intervenir sur des Activités Importantes pour la Protection (AIP) est assurée par l'application d'un processus dédié du SMI. Ainsi, les chefs d'unité ont la responsabilité de s'assurer que leurs collaborateurs sont compétents pour exercer les AIP dans leurs périmètres. Ils garantissent que ceux-ci ont suivi l'ensemble des formations réglementaires et internes nécessaires à l'exercice des AIP, y compris les formations par compagnonnage. Le pôle Formation de l'ILL est l'appui technique des chefs d'unités pour le déploiement du plan de développement des compétences des salariés.

À cet effet, le chef d'unité identifie les compétences nécessaires par activité et, pour chaque collaborateur, le cursus de formation nécessaire pour atteindre ces compétences. Dans ce cursus, deux types de formation sont possibles :

- des formations théoriques, orientées d'une part sur la connaissance générale du milieu nucléaire et les particularités ILL qui en découlent (sécurité, sûreté, radioprotection, qualité...) et d'autre part sur des connaissances techniques et documentaires particulières nécessaires à la réalisation des activités ou opérations ;
- des formations pratiques par compagnonnage, dont l'objectif est la maîtrise des différentes activités ou opérations sur le terrain.

Une attention particulière est portée à la formation et au recyclage des conducteurs de pile avec un cursus de 8 semaines permettant d'assurer la conduite du réacteur dans tous les domaines de fonctionnement prescrits par les Règles Générales d'Exploitation. Le futur conducteur de pile est également formé à la conduite de l'installation en situation accidentelle.

Ce cursus de formation se compose :

- d'une partie initiale dispensée par l'INSTN permettant d'acquérir les connaissances générales nucléaires pour la conduite du réacteur ;
- d'une partie spécifique dispensée conjointement par l'ILL et l'INSTN et permettant de faire le lien entre les connaissances générales et les spécificités du réacteur de l'ILL, notamment dans les domaines de la neutronique, la thermo-hydraulique, l'instrumentation et le contrôle commande, les FOH ;
- d'une partie finale « Conduite du réacteur », dispensée par l'ILL, dont l'objectif est d'acquérir les connaissances techniques spécifiques pour la conduite du réacteur. Sont également développées les compétences du conducteur de pile à la gestion de la conduite incidentelle/accidentelle et des situations d'urgence, avec l'aide d'outils de simulation.

#### 11.2.4. Le contrôle de l'ASNR

Le contrôle de l'ASNR en matière de compétences et ressources humaines s'appuie principalement sur des inspections. Les effectifs, le recrutement, la formation, la surveillance des compétences des intervenants extérieurs et l'organisation mise en place par l'exploitant pour gérer ces thématiques constituent des thèmes régulièrement abordés en inspection. Pour cette tâche, les inspecteurs s'appuient notamment sur le guide ASN n°30 « Politique en matière de maîtrise des risques et inconvénients des INB et système de gestion intégrée des exploitants ».

Depuis 2022, l'ASNR mène des campagnes d'inspections sur les compétences et la formation des équipes chargées de la conduite des réacteurs qui ont permis de constater que le processus de gestion des compétences des agents de la conduite est bien décliné dans la plupart des centrales nucléaires.



## Article 12 Facteurs humains

### ARTICLE 12 FACTEURS HUMAINS

*Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour que les possibilités et les limites de l'action humaine soient prises en compte pendant toute la durée de la vie d'une installation nucléaire.*

#### 12.1. Le cadre réglementaire

L'arrêté INB stipule que les facteurs organisationnels et humains doivent être pris en compte au même titre que les aspects techniques dans l'application des règles relatives à la conception, la construction, le fonctionnement, la mise à l'arrêt définitif, le démantèlement, l'entretien et la surveillance des installations nucléaires de base (article 1<sup>er</sup>). L'arrêté INB requiert que la démonstration de sûreté nucléaire soit réalisée selon une démarche déterministe prudente, en intégrant les dimensions techniques, organisationnelles et humaines (article 3.2).

La mise en œuvre de ces principes a ensuite été précisée dans la décision de l'ASN relative au rapport de sûreté des installations nucléaires de base, dite décision « RDS ». En application de cette décision, le rapport de sûreté doit ainsi notamment traiter des sujets suivants :

- la contribution des dispositions organisationnelles et humaines à la démonstration de la limitation des risques ;
- les principes de l'organisation mise en œuvre par l'exploitant et leur adéquation vis-à-vis de la démonstration de sûreté nucléaire ;
- la démarche de prise en compte des facteurs organisationnels et humains à la conception.

Cette décision stipule que « le rapport de sûreté décrit et justifie les principales dispositions de conception, de construction et d'exploitation mises en œuvre par l'exploitant, en termes techniques, organisationnels et humains, pour obtenir des conditions permettant aux intervenants d'agir de façon à préserver la sûreté nucléaire. ».

Le guide n°22 relatif à la conception des réacteurs à eau sous pression recommande que :

- le système sociotechnique soit conçu de façon à créer les conditions les plus favorables possibles pour la réalisation par le personnel des activités liées à l'exploitation de l'installation ;
- la conception du système sociotechnique permette de réduire autant que possible les possibilités d'actions humaines inappropriées et de favoriser la capacité du personnel à détecter et à gérer les aléas ;
- la recherche de dispositions de conception s'effectue de manière progressive et, au besoin, itérative ;
- la validation des dispositions de conception soit effectuée en utilisant des méthodes d'évaluation et des moyens adaptés (tests utilisateurs, maquettage, simulation...) dans des conditions aussi représentatives que possible de celles qui seront rencontrées lors de l'exploitation.

## 12.2. Les dispositions prises pour les réacteurs électronucléaires

Les Facteurs organisationnels et humains (FOH) sont pris en compte dans les activités d'ingénierie et d'exploitation par :

- la mise en œuvre de la démarche de prise en compte des impacts socio-organisationnels et humains (SOH)<sup>17</sup> dans tout projet de conception, modification et démantèlement à enjeu de sûreté avec le dispositif opérationnel suivant :
  - un référent SOH, présent dans chacune des unités d'ingénierie, assurant une compétence experte auprès de la direction et des chefs de projet ;
  - une structure de pilotage des projets dans les unités identifiant les conceptions et les modifications à enjeux SOH et assurant la mise en œuvre des actions nécessaires dans toutes les phases jusqu'au déploiement sur le parc nucléaire ;
  - des responsables de conception intégrant les aspects humains et organisationnels, en lien avec l'exploitant et avec l'appui de compétences internes et externes, en particulier pour mener les analyses de terrain, les phases de validation, ainsi que définir les actions de conduite du changement avec l'exploitant ;
  - des unités transverses assurant la coopération entre ingénierie et exploitant dans le travail de conception et de modification, puis appropriation par chacun des métiers concernés sur les sites ;

Ce dispositif est mis en œuvre pour des projets à enjeu notable.
- l'accompagnement des actions d'amélioration de l'exploitation, assuré par des experts FH auprès des opérationnels, avec un renforcement ces dernières années sur les démarches Leaders du nucléaire et culture de sûreté en collaboration avec le Consultant conduite du changement gréé sur chaque site.

## 12.3. Les dispositions prises pour les réacteurs autres qu'électronucléaires

### 12.3.1. Les réacteurs du CEA

Depuis 2008, le CEA a mis en place une organisation dédiée aux facteurs organisationnels et humains. Elle se compose :

- de spécialistes situés à la DSSN ainsi que dans les unités de soutien en sûreté des centres du CEA ;
- de relais dans les INB ;
- de correspondants dans les cellules de sûreté placés auprès de chaque directeur de centre.

Les spécialistes constituent le pôle de compétences qui anime le réseau des acteurs FOH. Une réunion du réseau est organisée annuellement sur une journée pour échanger des expériences sur les FOH au travers de témoignages de salariés CEA et d'intervenants extérieurs.

Ces acteurs FOH interviennent pour :

- la réalisation d'analyses FOH dans des installations, à la suite de l'émergence de problèmes identifiés ou d'événements ;

<sup>17</sup> La démarche SOH est basée sur l'identification des impacts de la modification pour les métiers concernés afin que ceux-ci soient pris en compte dans la spécification de la modification (technique ou organisationnelle) et pour définir les principales actions à mener en termes de gestion du changement. Cinq types d'impact sont évalués avec les équipes impliquées au sein de groupes de travail : exigences et contraintes, tâches et missions, processus et coordination, outils, documentation et environnement de travail.

- la réalisation d'interventions FOH systématiques lors des réexamens périodiques ou pour des demandes portant plus spécifiquement sur les phases de conduite et les opérations liées à la manutention des combustibles et des dispositifs expérimentaux ;
- l'intégration d'exigences FOH aux différentes étapes des projets de conception d'installations nouvelles.

Différentes formations pour la prise en compte des FOH sont déployées pour les activités présentant à la fois un enjeu de sûreté et une composante FOH significative, comme par exemple pour l'analyse des événements.

### 12.3.2. Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL

Depuis 2019, l'ILL a mis en place un référent FOH avec des missions d'évaluation (analyse d'événement, REX, etc.) et d'appui technique (projets, formation, etc.) dans le domaine des facteurs organisationnels et humains.

De plus, le personnel d'encadrement de la division réacteur et du service radioprotection sécurité environnement ainsi que les ingénieurs sûreté ont reçu une sensibilisation spécifique aux facteurs organisationnels et humains.

Afin d'échanger sur les FOH et de se tenir au courant des évolutions dans ce domaine, le référent FOH de l'ILL est intégré au réseau CEA des acteurs FOH et participe à ce titre aux journées annuelles organisées par le CEA.

## 12.4. Le contrôle de l'ASNR

L'ASNR contrôle les actions entreprises par l'exploitant pour intégrer et améliorer la prise en compte des facteurs organisationnels et humains dans toutes les phases du cycle de vie d'un réacteur nucléaire par des inspections ou lors des instructions de demandes d'autorisation.

Au niveau des activités d'ingénierie lors de la conception d'une nouvelle installation ou de la modification d'une installation existante, l'ASNR contrôle que l'exploitant déploie correctement la démarche SOH lui permettant de tenir compte des hommes et des organisations dans l'évolution des systèmes et dans la modification des matériels et des organisations.

L'ASNR contrôle aussi les activités effectuées pour l'exploitation des réacteurs existants, pendant toute la durée de leur exploitation. En particulier, l'ASNR contrôle les démarches mises en œuvre par l'exploitant pour prendre en compte les facteurs organisationnels et humains au quotidien, l'organisation du travail et les conditions d'intervention des intervenants ou sous-traitants, éléments qui peuvent avoir une incidence sur la sûreté des installations et la sécurité des travailleurs, ainsi que le management des compétences, de la formation et des habilitations effectué par l'exploitant.

Enfin, l'ASNR contrôle les activités de constitution du retour d'expérience de la conception, de la construction et de l'exploitation des réacteurs. En particulier, l'ASNR contrôle l'organisation des exploitants pour analyser les événements, la méthodologie employée et la profondeur des analyses menées pour s'assurer de la recherche des causes profondes (organisationnelles et humaines) des événements et enfin l'élaboration et la mise en œuvre des suites données aux analyses menées, qu'elles soient à court, moyen ou long terme.

Ces contrôles sont réalisés par examen documentaire, par observation de situation de travail, y compris sur simulateur pleine échelle, et par des entretiens.

**Focus n°11 : Complexification du référentiel d'exploitation des réacteurs**

Depuis le début de l'exploitation des réacteurs, la complexité du référentiel d'exploitation a augmenté de manière significative, en particulier en ce qui concerne les RGE. Cette complexité peut entraîner une perte de sens pour les opérateurs dans l'exercice de leurs missions, avec des impacts potentiels sur la maîtrise des risques.

Pour répondre à ces constats, EDF a pour objectif de simplifier le référentiel d'exploitation pour en faciliter la lisibilité et l'utilisation par l'exploitant, ainsi que de garantir l'exploitabilité des installations, selon une approche proportionnée aux enjeux de sûreté. EDF a initié des actions de simplification à court et moyen terme, ainsi qu'un projet de long terme de refonte globale de ses RGE.

Pour répondre à ce constat, l'ASN a réuni en 2024 les acteurs de la profession au cours d'un cycle de réflexion du Comité d'orientation sur les facteurs sociaux, organisationnels et humains (COFSOH) sur la complexité des activités liées à l'exploitation des installations nucléaires. Une synthèse de ces travaux sera publiée en 2025.

Parallèlement, l'ASN finance actuellement une thèse portant sur les paramètres et les dynamiques de la complexité dans la gouvernance de la sûreté des réacteurs en France. Les résultats de cette thèse sont attendus pour fin 2025.

## Article 13 Assurance de la qualité

### ARTICLE 13 ASSURANCE DE LA QUALITÉ

*Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour que des programmes d'assurance de la qualité soient établis et exécutés en vue de garantir que les exigences spécifiées pour toutes les activités importantes pour la sûreté nucléaire sont respectées pendant toute la durée de la vie d'une installation nucléaire.*

#### 13.1. Le cadre réglementaire

L'arrêté INB (articles 2.5.1 à 2.5.7) inclut des dispositions générales que l'exploitant doit mettre en œuvre pour les éléments et les activités importants pour la protection (EIP<sup>18</sup> et AIP), de manière à garantir qu'ils assurent effectivement la protection des intérêts, dont la sûreté de l'installation. En particulier, l'exploitant doit définir les exigences que chaque élément ou chaque activité importante pour la protection doit respecter afin qu'il ou elle remplisse le rôle attendu dans la démonstration de sûreté. De ce fait, ces exigences sont dénommées « exigences définies ». De plus :

- les EIP doivent être qualifiés de manière à garantir leur capacité à assurer leurs fonctions vis-à-vis des sollicitations et des conditions d'ambiance associées aux situations dans lesquelles ils sont nécessaires ;
- les AIP doivent être réalisées de manière à satisfaire les exigences définies pour ces activités et pour les EIP concernés par ces activités. Elles doivent être réalisées par des personnes ayant les compétences et qualifications nécessaires et contrôlées par une personne indépendante.

L'arrêté INB (article 2.4.1) stipule que l'exploitant définit et met en œuvre un système de gestion intégrée qui lui permet d'assurer que les exigences relatives à la protection des intérêts du régime INB soient systématiquement prises en compte dans toute décision concernant son installation. L'exploitant doit ainsi mettre en place, formaliser, et chercher à améliorer un système de gestion intégrée permettant d'assurer la prise en compte des exigences relatives à la protection des intérêts protégés dans la gestion de son installation.

Cet arrêté prescrit également que :

- les écarts et événements significatifs détectés soient corrigés avec rigueur et que des actions préventives et correctives soient conduites (article 2.6.1) ;
- l'exploitant exerce une surveillance de ses prestataires et une vérification du bon fonctionnement de l'organisation adoptée pour garantir la qualité (article 2.2.3).

Le guide n°30 de l'ASN présente des recommandations en matière de politique de protection des intérêts protégés et de système de gestion intégrée des exploitants.

#### 13.2. Les dispositions prises pour les réacteurs électronucléaires

Pour assurer la maîtrise de la protection des intérêts sur l'ensemble du cycle de vie d'une INB (conception, construction, fonctionnement, démantèlement) les directions de la Production Nucléaire et Thermique (DPNT), de l'Ingénierie et Supply Chain (DISC) et des Projets et Constructions (DPC) ont élaboré en commun une « Politique en Matière de Protection des Intérêts » (PMPI), précisant les responsabilités et principes

<sup>18</sup> Les EIP constituent un ensemble plus vaste que les systèmes, structures et composants (SSC) définis par l'AIEA.

d'organisation mis en œuvre pour répondre aux dispositions réglementaires. Un référentiel définit le système de gestion intégrée (SGI), les éléments et activités importants pour la protection des intérêts et les dispositions de maîtrise des activités encadrées par le SGI (dont la gestion des écarts et des événements significatifs). Ce document s'applique aux unités exploitant les INB et aux entités EDF réalisant des activités liées à la protection des intérêts pour le compte des exploitants d'INB en France.

A ce titre, chaque directeur de CNPE définit un Système de Gestion Intégrée (SGI) qui répond aux dispositions réglementaires du code de l'environnement et de l'arrêté INB. Le système de gestion intégrée fait partie du Système de Management (Système de Management Intégré pour la DPN) et a comme finalité de s'assurer de la prise en compte des exigences relatives à la protection des intérêts visés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement lors de la réalisation des activités encadrées par le SGI. Les activités encadrées par le SGI sont les activités importantes pour les intérêts et les activités explicitement citées dans un texte réglementaire comme devant faire partie du SGI (exemple : le traitement du REX, le traitement des événements significatifs, la veille de conformité réglementaire, la gestion documentaire, la surveillance des prestataires...). Ce système permet de constituer et de maintenir à jour périodiquement la liste des EIP et exigences définies (ED) afférentes, en cohérence avec le Rapport de Sûreté applicable à l'INB, ainsi que la liste des AIP et ED afférentes en cohérence avec les principes retenus.

Le SGI se base sur le principe de l'amélioration continue : il est décrit, mis en œuvre, évalué et continuellement amélioré au travers de revues annuelles.

Les activités encadrées par le SGI sont réalisées par l'exploitant d'INB ou confiées à des entités nationales ou des intervenants extérieurs. Les dispositions organisationnelles suivantes doivent être respectées :

- chaque entité (EDF SA, filiales du Groupe EDF et intervenants extérieurs) intervenant pour un exploitant d'INB applique la politique commune de protection des intérêts et veille à ce que les différentes personnes qui interviennent dans la réalisation des AIP sous sa responsabilité aient compris les risques et les enjeux associés. Pour les intervenants extérieurs, cette politique est référencée dans les contrats ;
- chaque entité d'EDF SA réalisant des activités encadrées par le SGI d'un exploitant d'INB met en place un système de management permettant de s'assurer de la maîtrise de ses activités. Ce système précise les dispositions mises en œuvre en termes d'organisation et de ressources pour maîtriser ces activités ; il est fondé sur des informations documentées ;
- chaque entité d'EDF SA intervenant pour le compte d'un exploitant d'INB développe la culture de sûreté des personnes intervenant dans la réalisation des activités encadrées par le SGI sous sa responsabilité ;
- chaque entité d'EDF SA intervenant pour le compte d'un exploitant d'INB réalise annuellement une analyse de maîtrise des activités encadrées par le SGI (dont les AIP). Elle fait parvenir à la Direction de l'exploitant d'INB une synthèse des analyses réalisées pour alimenter la revue de direction de l'exploitant d'INB ;
- chaque exploitant d'INB et chaque entité d'EDF SA confiant tout ou partie de la réalisation d'une activité encadrée par le SGI d'un exploitant d'INB à une filiale ou à un intervenant extérieur, exige la mise en place d'un système de management permettant de s'assurer de la maîtrise de cette activité. Pour les intervenants extérieurs, ces exigences sont définies dans la Spécification Générale d'Assurance de la Qualité (SGAQ), qui est référencée dans les contrats, ou dans les pièces du contrat ; les exigences de la SGAQ applicables aux marchés avec incidence sur les intérêts protégés sont celles de la norme ISO 19443.

### ***Prise en compte des risques CFSI***

Vis-à-vis du risque d'éventuelles fraudes ou contrefaçons (CFSI au sens de la définition de l'AIEA), EDF met en place depuis 2017 des dispositions spécifiques visant à prévenir et à détecter ces risques en fabrication et en exploitation notamment :

- la mise à disposition d'un dispositif lanceur d'alerte garantissant l'anonymat, utilisable par les salariés EDF mais aussi par toute personne externe,
- la désignation d'un référent « éthique et conformité » au sein de chaque entité d'EDF. Ce référent est nommé de façon à pouvoir être consulté par le personnel de l'entité EDF sur des risques potentiels de fraude et contrefaçons portant sur les activités réalisées en propre par EDF au sein de cette entité,
- la désignation d'un membre de la direction de chaque CNPE garant de la maîtrise du risque de CFSI pour les activités nucléaires,
- les sensibilisations menées sur l'importance de l'intégrité, la culture de sûreté et le risque de CFSI,
- des dispositions d'inspections des fabrications chez les fournisseurs orientées sur la détection des CFSI,
- la mise en place de contrôles contradictoires dans la chaîne de fabrication,
- l'intégration du risque CFSI dans le processus de qualification des fournisseurs,
- la Spécification Générale d'Assurance de la Qualité jointe aux contrats passés par EDF à ses fournisseurs leur impose la prise en compte du risque CFSI et notamment dans le cadre de la supervision de leurs sous-traitants. Elle communique les modalités d'alerte en cas de suspicions de CFSI,
- l'intégrité et la conservation des données,

Depuis début 2021, des entités du groupe EDF ont fait la démarche de lancer la certification à la norme ISO 19443 dont les dispositions comprennent des exigences spécifiques de formation, de détection, de surveillance des fournisseurs et d'informations sur les aspects CFSI. Un grand nombre d'entités EDF sont d'ores et déjà certifiées à la norme ISO 19443 (pour les autres, la démarche est en cours).

La maîtrise du risque de CFSI a été renforcée en mars 2024 au travers d'engagements pris par le Président-directeur général du groupe EDF adressés à l'ASNR.

### ***Relations avec les entreprises sous-traitantes***

Les opérations de maintenance des réacteurs du parc électronucléaire français sont en grande partie sous-traitées par EDF à des entreprises extérieures. Cette politique industrielle relève du choix de l'exploitant. Un système de qualification préalable des partenaires a été mis en place par EDF. Il repose sur une évaluation du savoir-faire technique et de l'organisation qualité des entreprises sous-traitantes.

Pour s'assurer de la qualité des prestations, EDF exerce une surveillance sur les activités confiées à ses partenaires qui ne décharge pas ceux-ci de leurs responsabilités contractuelles, et notamment de celles relatives à l'application des exigences techniques et à l'assurance qualité. Les contrats entre EDF et ses partenaires définissent clairement les responsabilités de chacun, les exigences applicables et les engagements en matière de qualité et de résultats.

Par ailleurs, pour renforcer le niveau de qualité des interventions des partenaires, le choix des titulaires des contrats s'appuie sur une analyse des offres financières combinée à une évaluation des offres techniques qui permet de choisir le « mieux-disant ». La prise en compte des résultats qualité et des performances des partenaires est dorénavant favorisée par l'exemption à la commande publique qu'EDF peut faire valoir depuis mai 2024 pour ses achats de prestations contribuant à la sûreté des installations.

Enfin, le Cahier des Charges Social, pièce constitutive des contrats élaborée dans le cadre du Comité Stratégique de la Filière Nucléaire (CFSIN), établit des règles transparentes et partagées. Il vise à garantir le savoir-faire, la qualification, les compétences et l'expérience des intervenants sur site. Ce référentiel prend en compte, comme critères essentiels, la sûreté nucléaire, la radioprotection, la prévention des risques professionnels et la qualité de vie au travail.

### 13.3. Les dispositions prises pour les réacteurs autres qu'électronucléaires

#### 13.3.1. Les réacteurs du CEA

En application de l'arrêté INB, chaque centre CEA et chaque direction opérationnelle définit son système de management intégré, pour ses domaines de responsabilité. En pratique, il revient aux chefs d'installation de décliner dans leur propre système local les règles établies au niveau du centre où est implantée leur installation ainsi que celles de la direction opérationnelle dont ils dépendent. Les exigences définies des EIP et AIP sont formellement identifiées dans ce système local.

Le système de management de la direction des énergies et du centre de Cadarache (où sont implantés les réacteurs CABRI et RJH) intègre les thèmes qualité, santé, sécurité et environnement. Il est certifié au regard des normes ISO 9001, ISO 14001 et OHSAS 18001.

En outre, la direction des énergies à laquelle est rattachée le réacteur CABRI organise des audits réguliers de ses unités ou de leurs prestataires afin de mesurer les progrès accomplis et d'évaluer la capacité des fournisseurs et prestataires à satisfaire le CEA dans le domaine de la qualité.

Pour le réacteur CABRI, ces audits concernent aussi bien la qualité des activités relatives aux programmes de recherche que celle des activités liées à son exploitation en sûreté. Par exemple, en 2024, trois audits ont concerné la maintenance, la culture de sécurité et un sous-traitant de l'INB.

#### 13.3.2. Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL

L'ILL est doté d'un système de gestion intégré (SMI) qui a pour objectif principal d'assurer le respect des exigences relatives aux intérêts protégés. La structure du SMI est basée sur une approche par processus groupés par catégorie et couvre toutes les activités de l'ILL en lien avec la protection des intérêts :

- des processus « opérationnels » pour les activités cœur de métier de l'ILL (exploitation du réacteur et des instruments scientifiques pour la production scientifique) ;
- des processus « supports » pour les activités supports aux activités cœur de métier (ressources, sûreté, radioprotection, etc.) ;
- des processus de « pilotage » pour les activités spécifiques au système de gestion intégré (amélioration continue, maîtrise de la documentation, etc.).

Le fonctionnement du SMI repose principalement sur :

- les pilotes de processus, qui veillent à la bonne application et à l'amélioration de leur processus ;
- la cellule qualité sûreté risques (CQSR), garante de la cohérence d'ensemble et de l'amélioration du SMI ;
- l'engagement de la direction qui, via la Politique en Matière de Protection des Intérêts, fixe les axes stratégiques prioritaires à court et moyen terme et veille à rendre disponibles les ressources nécessaires au fonctionnement des processus.



Le processus « sûreté » comporte la méthodologie d'identification et la liste des EIP et des AIP ainsi que les exigences définies associées. Les AIP opérationnelles font l'objet d'une analyse de risques a priori permettant de définir des points d'arrêts dans l'activité qui ne peuvent être levés sans contrôle technique préalable.

Un processus définit la surveillance des prestataires intervenant sur des AIP, qui repose sur des chargés d'affaires formés spécifiquement. De plus, des audits des intervenants sont réalisés par la CQSR selon un programme annuel ou de façon réactive.

L'amélioration continue du système et de la protection des intérêts est assurée par les processus de gestion des anomalies et des écarts et de retour d'expérience mais aussi au travers des revues de processus et revues de direction du SMI ainsi que des audits internes ou vérifications par sondage réalisés par la CQSR.

### 13.4. Le contrôle de l'ASNR

#### 13.4.1. Assurance de la qualité de la construction et de l'exploitation des réacteurs

L'ASNR s'attache, lors de ses inspections sur les sites en construction ou en exploitation à vérifier d'une part que les dispositions définies par l'arrêté INB pour les EIP et les AIP sont respectées et d'autre part que l'exploitant respecte bien les modalités et les exigences qu'il a définies à cet égard dans son système de management. En particulier, pour les AIP, sont ainsi vérifiées l'adéquation entre les missions et les moyens, la formation des personnels, les méthodes de travail et la qualité de la documentation associée aux opérations ou encore les modalités de surveillance par l'exploitant des opérations importantes pour la protection et de leurs contrôles techniques.

#### 13.4.2. Qualité liée à la fourniture de matériels et à la réalisation d'activités

La fourniture d'EIP et la réalisation d'AIP (maintenance, études) pour les réacteurs du parc électronucléaire français sont en partie sous-traitées à des entreprises extérieures. Le rôle de l'ASNR est de contrôler que même dans le cadre du recours à des prestataires, l'exploitant continue d'exercer pleinement sa responsabilité sur la sûreté de ses installations. Ce contrôle de la maîtrise par l'exploitant de la qualité des biens et des services fournis constituant des EIP ou des AIP peut ainsi porter :

- d'une part sur les modalités retenues par l'exploitant pour notifier à l'ensemble des intervenants extérieurs les dispositions nécessaires à l'application de l'arrêté INB,
- d'autre part sur la surveillance exercée par l'exploitant sur ces fournisseurs.

Dans le cadre de l'activité de contrôle des exploitants, l'ASNR réalise des inspections chez les fournisseurs et édicte des prescriptions à l'exploitant sur les activités réalisées par ces fournisseurs et sur la surveillance réalisée par l'exploitant.

Dans le cadre de l'activité de contrôle des fabricants d'ESPN, l'ASNR réalise des inspections chez les fabricants pour s'assurer du respect des prescriptions réglementaires en matière de sûreté auxquelles ces fabricants sont soumis.

Concernant le choix d'un intervenant extérieur pour la réalisation d'une AIP dans un réacteur électronucléaire, l'ASNR contrôle, en application de dispositions législatives adoptées en 2016, que l'exploitant :

- évalue les offres en prenant en compte des critères liés aux intérêts protégés ;
- s'assure préalablement que les entreprises auxquelles il envisage de faire appel disposent de la capacité technique de réalisation des interventions en cause et en maîtrisent les risques associés.

L'ASNR a renforcé son activité de contrôle de la chaîne d'approvisionnement d'EDF pour les EIP destinés aux centrales nucléaires. Dans le cadre de ces contrôles, l'ASNR examine le respect des exigences réglementaires liées aux AIP pour les opérations de fabrication, la capacité des fournisseurs à fabriquer des équipements répondant aux exigences de sûreté et la prise en compte du risque de fraude. Lors de ces inspections, l'ASNR contrôle également la surveillance, réalisée par EDF, de ses fournisseurs et de leurs sous-traitants.

L'ASNR réalise également des inspections au sein des différents services d'ingénierie sur la surveillance des prestataires impliqués dans les études de conception.

En complément, l'ASNR sensibilise les fournisseurs. Un guide spécifique à vocation pédagogique, destiné aux fournisseurs du secteur nucléaire, a été publié (voir Focus n° 12).

### **Focus n°12 : Guide pratique « fournisseurs » - Guide des exigences de conception et de fabrication à destination des fournisseurs de matériels et de leurs sous-traitants**

La maîtrise de la chaîne d'approvisionnement constitue un enjeu particulièrement important pour la sûreté des installations nucléaires en fonctionnement, comme pour celles en projet. Exploitants, fournisseurs et sous-traitants : la qualité des matériels importants pour la sûreté des installations est l'affaire de tous et la responsabilité de chacun.

Les échanges avec les représentants de la filière nucléaire ont montré le besoin de mieux diffuser les exigences concernant les équipements importants pour la sûreté et de renforcer la traçabilité des activités de fabrication afin notamment de réduire le risque de fraude.

Avec la publication d'un guide pratique, l'ASN vise à rendre plus accessibles les objectifs et exigences réglementaires portant sur la conception et la fabrication des matériels destinés aux installations nucléaires.

Ce guide est le résultat de plus de deux ans de travail et d'échanges avec les industriels. Il précise les piliers d'une chaîne d'approvisionnement robuste pour les matériels qui jouent un rôle essentiel pour prévenir, détecter ou limiter les conséquences d'un accident sur une installation nucléaire. Il insiste sur certains fondamentaux :

#### - Assurer un transfert adapté des exigences de sûreté vers les sous-traitants :

Les exigences spécifiques liées au domaine nucléaire doivent être transmises tout au long de la chaîne de sous-traitance au juste besoin, sans sur-exigence.

#### - Identifier et tracer l'ensemble des activités de fabrication qui sont susceptibles d'affecter la sûreté de l'installation nucléaire :

Pour garantir la qualité des matériels fabriqués, des contrôles doivent être menés lors de la réalisation de ces activités et tout éventuel écart doit être tracé et traité.

#### - Prévenir et détecter les risques de fraude :

Il convient d'assurer la sensibilisation du personnel, le contrôle des composants approvisionnés, et de renforcer les dispositions pour assurer l'intégrité des données de fabrication, l'archivage des documents importants justifiant la qualité du matériel fabriqué, ainsi que le recueil et le traitement des signalements internes.

### 13.4.3. Risques de CFSI (counterfeit, fraudulent and suspect items)

La lutte contre la fraude à tous les niveaux de la chaîne de sous-traitance et d'approvisionnement est un point de vigilance pour toute la filière nucléaire, en particulier dans un contexte de construction de nouveaux réacteurs. Il appartient en premier lieu aux exploitants, responsables de la sûreté nucléaire, de prévenir les fraudes, de les détecter et de prendre les dispositions nécessaires au traitement des cas avérés.

L'ASN a engagé en 2016 une réflexion sur l'adaptation des pratiques de contrôle des INB dans un contexte d'irrégularités. Pour ce faire, elle a interrogé d'autres administrations de contrôle, ses homologues étrangères, ainsi que des exploitants sur leurs pratiques afin d'en tirer les enseignements.

L'ASN a recruté en 2019 deux agents d'administrations faisant face régulièrement à ces problématiques : la gendarmerie et la police nationale. Leur recrutement a permis de bénéficier de leur expérience pour proposer des approches différentes, notamment sur les mesures de coercition envisageables et les relations avec la justice et pour développer les actions déjà engagées, notamment en matière d'inspection.

Ces nouvelles inspections sont menées :

- dans les services centraux d'EDF et d'Orano, avec pour objectif d'examiner la manière dont ces groupes ont intégré la prévention du risque de fraude dans leur politique d'achat et l'état d'avancement du traitement de certains cas de fraude avérés qu'ils ont identifiés ;
- sur les sites nucléaires en intégrant un volet de recherche approfondie de preuves dans la réalisation d'activités, avec par exemple la vérification de la présence effective d'une personne ayant certifié avoir réalisé ou vérifié une activité à une date donnée ;
- chez les fournisseurs afin d'aborder le risque de fraude dans la chaîne de sous-traitance dans l'objectif de sensibiliser aux risques de fraude.

Au vu des constats faits lors de ces inspections, le collège a auditionné le président-directeur général du groupe EDF au sujet des CFSI sur les actions qu'il compte mettre en œuvre pour renforcer la lutte contre la fraude dans la chaîne de sous-traitance et d'approvisionnement, pour ses réacteurs en exploitation et ceux en construction ou en projet (voir Focus 13 Chapitre 13).

#### **Focus n°13 : Renforcement de la lutte contre la fraude dans la chaîne de sous-traitance et d'approvisionnement**

Le 26 février 2024, le collège de l'ASN a auditionné le président-directeur général d'EDF au sujet des CFSI. L'ASN a ainsi interrogé EDF sur les actions qu'elle compte mettre en œuvre pour renforcer la lutte contre la fraude dans la chaîne de sous-traitance et d'approvisionnement, pour ses réacteurs en exploitation et ceux en construction ou en projet (EPR2).

L'ASN a demandé à EDF de formaliser dans les meilleurs délais un plan d'action pour identifier et traiter les causes profondes pouvant mener un intervenant ou une organisation à frauder. L'ASN a également demandé à EDF de formaliser sa stratégie pour traiter les cas déjà détectés.

En réponse, EDF a défini des actions complémentaires à celles déjà en place vis-à-vis des irrégularités en cours affectant les réacteurs en fonctionnement et l'EPR de Flamanville. EDF a également fourni des éléments de diagnostic des CFSI ainsi qu'une stratégie pour rehausser à moyen terme le niveau de maîtrise de la qualité de chaînes d'approvisionnement et de fabrications des matériels destinés aux installations nucléaires. Cette stratégie repose sur trois axes :

1. l'implication de l'ensemble de la filière nucléaire dans la lutte contre les CFSI. EDF affiche sa volonté d'inciter les fabricants à déclarer les écarts aux spécifications dès la fabrication et à les traiter dans les meilleurs délais.

2. le renforcement des capacités de détection d'EDF et l'accélération du traitement des suspicions de CFSI en particulier sur la surveillance des fabrications.

3. une meilleure structuration au sein d'EDF des rôles de Maitrise d'Ouvrage et Maitrise d'œuvre en interne concernant particulièrement la maîtrise des fabrications pour le Parc en Exploitation.

Le président de l'ASN s'est positionné dans un courrier du 26 mars 2024 sur ces plans et stratégie d'action. Il a demandé à EDF de les mettre en œuvre avec la plus grande rigueur, de réaliser une revue de la surveillance exercée par le passé par EDF lors des activités de fabrication des matériels destinés aux réacteurs nucléaires, et d'étayer l'analyse des causes à l'origine des irrégularités ayant pu avoir lieu dans les usines de fabrication des fournisseurs d'EDF et de leurs sous-traitants.

L'ASNR suivra l'avancement de ces plans d'actions et poursuivra son programme d'inspections renforcé sur cette thématique dans les années à venir.

L'ASNR partage son expérience des cas de CFSI et des méthodes d'inspections déployées lors des réunions bilatérales avec ses homologues étrangères ainsi que dans le cadre de groupes de travail internationaux (voir Focus 14 Chapitre 13).

#### **Focus n°14 : Le partage d'informations sur les CFSI dans les groupes de travail internationaux**

L'ASN a participé activement à la création, dans les groupes de travail Expert group on operating experience (EGOE) et Working group on supply chain (WGSUP) du CNRA de l'AEN, de modalités simplifiées de partage d'informations concernant des cas de CFSI récemment survenus.

L'objectif est d'échanger rapidement sur des cas découverts pouvant affecter les chaînes d'approvisionnement de plusieurs pays, afin de permettre aux autres autorités de lancer des investigations sur leur champs de compétence. Ces échanges sont réalisés au moyen d'une « fiche de partage d'information rapide ».

Lors des réunions de ces groupes, l'ASN a présenté plusieurs cas en 2022, 2023 et 2024, explicitant les moyens de détection et les pratiques de traitement en France.

## Article 14 Évaluation et vérification de la sûreté

### ARTICLE 14 ÉVALUATION ET VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ

*Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour qu'il soit procédé à :*

- i) des évaluations de sûreté approfondies et systématiques avant la construction et la mise en service d'une installation nucléaire et pendant toute la durée de sa vie. Ces évaluations sont solidement étayées, actualisées ultérieurement compte tenu de l'expérience d'exploitation et d'informations nouvelles importantes concernant la sûreté, et examinées sous l'autorité de l'organisme de réglementation ;*
- ii) des vérifications par analyse, surveillance, essais et inspections afin de veiller à ce que l'état physique et l'exploitation d'une installation nucléaire restent conformes à sa conception, aux exigences nationales de sûreté applicables et aux limites et conditions d'exploitation.*

### 14.1. Évaluation de la sûreté

#### 14.1.1. Le cadre réglementaire

Le code de l'environnement prévoit une procédure d'autorisation de création suivie d'éventuelles autorisations ponctuant l'exploitation d'une INB, de sa mise en service jusqu'à sa mise à l'arrêt définitif et son démantèlement, en incluant d'éventuelles modifications de l'installation. Ces éléments sont détaillés dans le § 7.2.2.

Le code de l'environnement précise le contenu du dossier requis **en vue de l'autorisation de création** d'une installation nucléaire de base (article R. 593-16). Ce dossier comprend en particulier la version préliminaire du rapport de sûreté, qui comporte l'inventaire des risques présentés par l'installation ainsi que l'analyse des dispositions prises pour prévenir ces risques ou limiter leurs conséquences. L'élaboration de la version préliminaire du rapport de sûreté, dont le contenu attendu est précisé dans l'article R. 593-18, repose donc sur une évaluation de la sûreté de l'installation.

Le code de l'environnement précise le contenu du dossier requis **en vue de l'autorisation de mise en service** d'une installation nucléaire de base (article R. 593-30). Ce dossier comprend le rapport de sûreté, comportant la mise à jour de la version préliminaire du rapport de sûreté et les éléments permettant d'apprécier la conformité de l'installation réalisée avec les dispositions du décret d'autorisation de création. L'arrêté INB requiert que la démonstration de sûreté nucléaire soit réalisée selon une démarche déterministe prudente, en intégrant les dimensions techniques, organisationnelles et humaines (article 3.2).

Pour ce qui concerne **les modifications de l'installation survenant au cours de l'exploitation**, la décision « modifications » précise les critères permettant de distinguer les modifications notables devant être soumises à autorisation de l'ASNR de celles soumises à déclaration. Les modifications notables d'une installation nucléaire de base recouvrent les changements apportés par l'exploitant :

- aux systèmes, structures et composants (SSC) de l'installation, à leurs modalités d'exploitation autorisées, aux éléments ayant conduit à son autorisation ou à son autorisation de mise en service, ou le cas échéant à ses conditions de démantèlement ;
- et susceptibles d'affecter la sécurité, la santé et la salubrité publiques ou la protection de la nature et de l'environnement.

Cette décision définit le contenu du dossier de modification (dont la mise à jour du rapport de sûreté) ainsi que les exigences applicables à la gestion par l'exploitant des modifications notables, notamment les modalités de contrôle interne que doivent mettre en œuvre les exploitants.

Le code de l'environnement précise que l'exploitant d'une installation nucléaire de base procède périodiquement au **réexamen de la sûreté** de son installation en prenant en compte les meilleures pratiques internationales (article L. 593-18). « *Ce réexamen doit permettre [...] d'actualiser l'appréciation des risques ou inconvénients que l'installation présente [...], en tenant compte notamment de l'état de l'installation, de l'expérience acquise au cours de l'exploitation, de l'évolution des connaissances et des règles applicables aux installations similaires* ».

Indépendamment des procédures d'autorisation et de réexamen, le code de l'environnement prévoit la possibilité pour l'ASNR « *en cas de menace pour les intérêts mentionnés à l'article L. 593-1* » de prescrire, à tout moment, les évaluations et la mise en œuvre des dispositions rendues nécessaires (article L. 593-20).

La décision « RDS » explicite les éléments attendus dans le rapport de sûreté :

- la démonstration que les dispositions techniques, organisationnelles et humaines retenues permettent d'atteindre un niveau de risque aussi faible que raisonnablement possible dans des conditions économiquement acceptables ;
- la description des incidents et accidents pouvant survenir et des dispositions prises pour les prévenir, en limiter la probabilité ou en limiter les conséquences ;
- l'évaluation des conséquences potentielles, radiologiques ou non, des incidents et des accidents pris en compte.

#### 14.1.2. Évaluations effectuées aux différents stades de la vie des installations

##### 14.1.2.1. Avant exploitation

Conformément à la réglementation, lors de la demande d'autorisation de création, l'exploitant transmet une version préliminaire du rapport de sûreté qui présente l'évaluation de sûreté de l'installation.

##### Réacteurs EPR2

Un haut niveau de sûreté pour les réacteurs EPR2 est recherché avec les objectifs suivants :

- la prévention et la limitation des conséquences d'accidents à initiateurs simples susceptibles de survenir dans les différents états du réacteur. Les accidents pouvant survenir au niveau de la piscine d'entreposage du combustible sont également considérés. Au regard de ces objectifs, ont été réalisées :
  - la conception des automatismes visant à ramener l'installation dans son domaine de fonctionnement normal avant sollicitation des systèmes de protection ;
  - les études de conception des systèmes de sauvegarde (RIS, VDA, ASG, RBS, ...) et de leurs systèmes supports ;
- l'extension du domaine de conception aux conditions de fonctionnement avec-défaillances multiples, ce qui a conduit au dimensionnement des dispositions DEC-A (Design Extension Condition), comme les signaux diversifiés d'Arrêt Automatique de Réacteur ou le refroidissement de la piscine d'entreposage par la 3<sup>e</sup> file PTR ;
- la prise en compte, de façon déterministe, des agressions internes (en retenant, comme pour les événements initiateurs simples, un aggravant) ;
- la prise en compte, de façon déterministe, des agressions externes à des niveaux de sévérité élevés ;

- "l'élimination pratique" des situations d'accident qui pourraient conduire à des rejets précoces ou importants, par la mise en place de dispositions de conception, de fabrication et de suivi en fonctionnement et d'équipements, comme les deux lignes de dépressurisation « Gavé Ouvert » et « AG » ;
- la prise en compte de situations accidentelles de fusion du cœur. Les dispositions dites-DEC-B (Design extension condition) visent à préserver le confinement à long terme et à limiter les rejets. La maîtrise des rejets implique également la recherche systématique et le traitement de toute voie de contournement du confinement ;
- l'utilisation des Études Probabilistes de Sûreté en complément de la démarche déterministe pour le choix des défaillances multiples à considérer:
  - l'EPS de niveau 1, qui a pour objectif de quantifier le risque de fusion du cœur en-deçà d'une cible globale de  $10^{-6}$  par tranche et par année d'exploitation ;
  - l'EPS de niveau 2), qui a pour objectif de quantifier le risque de rejets dans l'environnement associé aux différents scénarios issus de l'EPS de niveau 1 et ainsi de conforter les analyses d'élimination pratique des situations pouvant conduire à des rejets précoces ou importants ainsi que les analyses montrant que des rejets associés aux séquences de fusion du cœur à basse pression ne nécessitent que des mesures de protection des populations limitées dans l'espace et dans le temps.

### **Réacteur RJH**

La démonstration de sûreté présentée dans le rapport de sûreté du RJH est basée sur la mise en œuvre du principe de défense en profondeur pour tous les états de l'installation. Elle a pour objectif de montrer que les dispositions prises à la conception en application des différents niveaux de la défense en profondeur permettent de réduire les risques d'accident, radiologiques ou non, et l'ampleur de leurs conséquences à des niveaux aussi faibles que possible dans des conditions économiques acceptables. A cet égard, le projet RJH porte une attention particulière au confinement qui a notamment conduit à la création d'une zone de reprise des fuites pour collecter les fuites au niveau des singularités (traversées et sas) de l'enceinte du réacteur.

Dans un souci de progrès en matière de sûreté dans le contexte d'un réacteur d'irradiation technologique, cette démarche a été appliquée de manière systématique afin d'assurer une homogénéité de l'approche de la défense en profondeur entre l'installation et les expériences qu'elle abrite. Ainsi, même s'il permettra de réaliser des activités similaires, le réacteur RJH présente des évolutions significatives par rapport au réacteur OSIRIS sur le plan des expérimentations comme sur celui de la sûreté.

Conformément à l'arrêté INB, la démonstration de sûreté nucléaire du réacteur RJH a été réalisée selon une démarche déterministe prudente complétée par un éclairage probabiliste :

- les conditions de fonctionnement incidentelles et accidentelles, caractérisées par un état initial et un événement déclencheur postulé entraînant une séquence d'effets, et les situations de limitation du risque (incluant les accidents graves maîtrisés tels que l'accident de réactivité à caractère explosif de type BORAX) font l'objet d'une analyse de sûreté déterministe ;
- la liste des agressions susceptibles de porter atteinte à la sûreté de l'installation est définie par l'arrêté INB, en distinguant les agressions internes des agressions d'origine externe à l'installation. Elles font l'objet d'une analyse de sûreté déterministe ou probabiliste.

### **Réacteur expérimental de fusion ITER**

Les dispositions prises en matière de sûreté nucléaire ont été soumises à l'ASN dans le cadre de la demande d'autorisation de création d'ITER en 2010. Le Rapport préliminaire de Sûreté présenté en enquête publique est la pièce du dossier de la demande d'autorisation de création qui contient la démonstration de sûreté. Sur cette base et suite aux examens de l'ASN, avec le support de l'IRSN et du groupe permanent d'experts, le décret n°2012-1248 du 9 novembre 2012 a autorisé la création de l'installation ITER.

Afin d'assurer la protection du personnel, du public et de l'environnement, l'Organisation ITER a développé une démarche de sûreté s'articulant autour des deux fonctions principales de sûreté :

- le confinement des matières dangereuses (chimiques et/ou radioactives) au sein de l'installation,
- la protection contre l'exposition aux rayonnements ionisants (voir § 18.3.2).

La mise en œuvre de ces fonctions de sûreté est assurée en toutes circonstances, y compris en situation accidentelle. A ce titre, l'ensemble des risques présents dans l'installation est analysé dans la démonstration de sûreté, qu'ils aient pour origine la réaction de fusion et ses conséquences, les dangers conventionnels présents dans l'installation, ou encore l'environnement naturel et industriel du site.

Les défaillances possibles des systèmes de l'installation pouvant avoir un impact sur les travailleurs, le public ou l'environnement, sont analysées et regroupées en types de scénarios accidentels. Chacun de ces scénarios est analysé en profondeur et la mise en place de dispositions nécessaires permet d'en prévenir l'apparition, en favoriser la détection, et en limiter les conséquences. A ce titre, l'arrêt du plasma, la rupture d'une tuyauterie de refroidissement ou la perte de vide dans la chambre à vide sont, parmi d'autres, analysés.

Les dangers conventionnels sont également pris en compte pour l'installation ITER. En particulier, l'incendie et l'explosion à l'intérieur des bâtiments, les dégagements thermiques, l'inondation à l'intérieur des bâtiments, les impacts des projectiles sur les équipements voisins, l'interaction entre les tuyauteries sous pression (« fouettement de tuyauteries »), et les risques chimiques, mécaniques, magnétiques et électromagnétiques sont considérés.

Enfin, différents risques externes potentiels sont étudiés. Ils concernent l'incendie externe, l'inondation externe, les conditions climatiques extrêmes (pluie, neige, vent, orage...), les dangers liés aux voies de communication, la chute d'avion et le séisme.

La prise en compte de ces risques se fait dès la phase de conception par un dimensionnement des équipements et du génie civil propres à limiter leurs conséquences en termes d'impact sur les travailleurs, le public et l'environnement.

Sur l'installation ITER, la nécessité d'assurer un confinement est notamment liée à la présence de matières radioactives comme le tritium et des produits d'activation (activation des poussières résultant de l'érosion des matériaux des composants face au plasma, des gaz, des impuretés, de l'eau des circuits de refroidissement, des produits de corrosion...). La maîtrise du risque de dissémination repose sur le principe de confinement permettant de garantir le respect des objectifs généraux de sûreté dans toutes les situations normales incidentelles et accidentelles retenues. Il consiste à interposer entre les matières radioactives ou dangereuses et l'environnement des barrières statiques (chambre à vide du tokamak, procédés utilisés pour le tritium...) et dynamiques (systèmes de ventilation / filtration et de détritiation).



### 14.1.2.2. *En exploitation*

#### ***L'évaluation de la sûreté au stade de la mise en service***

Conformément à la réglementation, lors de la demande d'autorisation de mise en service, EDF met à jour l'évaluation de sûreté, réalisée au stade de l'autorisation de création de l'installation.

La demande d'autorisation de mise en service comprend notamment la mise à jour du rapport de sûreté. Le rapport de sûreté comprend la démonstration de sûreté nucléaire, qui est basée sur des analyses approfondies, comprenant des études déterministes et probabilistes.

La démonstration de sûreté du réacteur EPR de Flamanville a été réalisée au regard des objectifs de sûreté suivants :

- la réduction du nombre d'incidents dans le but de réduire les possibilités d'apparition de situations accidentelles à partir de tels événements ;
- la réduction significative de la probabilité de fusion du cœur ;
- la réduction significative des rejets radioactifs qui pourraient résulter de toutes les situations d'accident concevables, y compris les accidents avec fusion du cœur.

Ces objectifs de sûreté sont ceux du principe n.1 de la Déclaration de Vienne sur la sûreté nucléaire.

#### ***Les réévaluations périodiques de la sûreté***

##### Les réacteurs d'EDF

Conformément à la réglementation, EDF réalise des réexamens périodiques de ses réacteurs tous les dix ans en tenant compte notamment de l'état de l'installation, de l'expérience acquise au cours de l'exploitation, de l'évolution des connaissances et des règles applicables aux installations similaires. Le volet « réévaluation de la sûreté » conduit à la mise en œuvre de modifications visant à améliorer la sûreté.

La réévaluation de sûreté est basée sur des analyses approfondies, comprenant des études déterministes et probabilistes, en intégrant le retour d'expérience d'exploitation, les réexamens périodiques précédents, l'évolution des connaissances et la prise en compte de nouvelles exigences réglementaires. Ces analyses conduisent EDF à définir un ensemble de modifications matérielles ou d'exploitation qui concourent à l'amélioration de la sûreté conformément à des orientations prises au début du réexamen. Dans la plupart des cas, ces modifications sont regroupées dans des lots de modifications, ce qui permet une meilleure cohérence du lot de modifications et une industrialisation de leur intégration : cela facilite aussi la planification, la mise à jour documentaire et la formation des opérateurs.

Compte tenu de la similarité des réacteurs d'un palier, le réexamen périodique des réacteurs est réalisé en deux phases complémentaires : une première dite « générique », commune à tous les réacteurs d'un palier donné, ceux-ci ayant été conçus sur un modèle similaire ; une seconde dite « spécifique », qui prend en compte les caractéristiques propres à chaque installation, notamment sa localisation géographique.

De nombreux réacteurs d'une puissance ont atteint ou vont atteindre l'échéance de leur quatrième réexamen périodique (voir article § 6.3). Ce quatrième réexamen périodique présente des enjeux particuliers :

- certains matériels atteignent la durée de vie prise en compte pour leur conception. Les études portant sur la conformité des installations et la maîtrise du vieillissement des matériels doivent donc être réexaminées en prenant en compte les mécanismes de dégradation réellement constatés et les stratégies de maintenance et de remplacement mises en œuvre par EDF ;

- la réévaluation de la sûreté de ces réacteurs, et les améliorations qui en découlent, doivent être réalisées au regard des réacteurs de nouvelle génération, comme l'EPR, dont la conception répond à des exigences de sûreté significativement renforcées, notamment pour ce qui concerne la limitation des conséquences radiologiques des accidents sans fusion du cœur afin de réduire significativement l'occurrence de situations avec mise en œuvre de mesures de protection des populations ainsi que la réduction du risque d'accident avec fusion du cœur et la limitation de ses conséquences.

A ce titre, EDF a étendu sa démonstration de sûreté à la prévention et à la mitigation des accidents graves y compris en cas de situation extrême au-delà du dimensionnement et a défini des modifications majeures.

EDF a engagé en 2023 la phase générique du cinquième réexamen périodique des réacteurs nucléaires de 900 MWe. A ce titre, EDF a transmis le dossier d'orientation du cinquième réexamen périodique qui précise les axes majeurs d'analyse, notamment la maîtrise du vieillissement de l'installation et l'anticipation des effets du changement climatique (voir Focus 15).

#### **Focus n°15 : Objectifs du cinquième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe**

Le cinquième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe (32 réacteurs mis en service entre 1978 et 1987) permettra de définir les conditions de la poursuite de leur fonctionnement au-delà de 50 ans.

Le quatrième réexamen a conduit à de nombreuses améliorations. En conséquence, l'ASNR considère que ce cinquième réexamen doit porter prioritairement sur la maîtrise de la conformité et du vieillissement des installations et le renforcement de la prise en compte des effets du changement climatique.

Le réexamen portera donc sur :

- la vérification de la conformité des installations à leurs exigences applicables, le maintien de la qualification des matériels et la maîtrise du vieillissement pour un fonctionnement jusqu'à 60 ans ;
- les effets du changement climatique, tant sur la maîtrise des risques d'agressions (hausse du niveau marin, canicules, etc.), que sur l'impact environnemental, notamment en matière de prélèvement et consommation d'eau.

Le cinquième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe devra également permettre de consolider les améliorations importantes apportées aux réacteurs en matière de sûreté lors de leur quatrième réexamen périodique qui avait pour objectif de tendre vers le niveau de sûreté des réacteurs de troisième génération.

Comme pour les réexamens périodiques précédents, afin de tirer parti du caractère standardisé de ses 32 réacteurs de 900 MWe, EDF prévoit d'effectuer ce cinquième réexamen périodique en deux temps :

- une phase de réexamen périodique dite « générique », qui porte sur les sujets communs à l'ensemble des réacteurs de 900 MWe, tant pour la maîtrise des risques que pour la maîtrise des inconvénients présentés par les installations. Cette approche générique permet de mutualiser les études de la maîtrise du vieillissement, de l'obsolescence et de la conformité des installations, ainsi que celles portant sur la réévaluation de sûreté et sur la conception des éventuelles modifications des installations ;
- une phase de réexamen périodique dite « spécifique », qui porte sur chaque réacteur individuellement, et qui s'échelonnnera entre 2030 et 2041. Cette phase permet d'intégrer les caractéristiques particulières de l'installation et de son environnement, telles que, par exemple, le niveau des agressions naturelles à

considérer, les spécificités du territoire, les autres usages de la ressource en eau et l'état de chaque installation.

### Le réacteur CABRI du CEA

Le CEA réalise des réexamens périodiques de sûreté de ses INB tous les dix ans. Le réexamen périodique de sûreté comporte plusieurs volets :

- une analyse de l'expérience acquise au cours de la décennie passée, avec une mise en perspective avec le retour d'expérience d'installations similaires ;
- un examen de la conformité de l'installation (conformité au référentiel en vigueur et réglementaire, qualification des EIP, état de vieillissement des structures de génie civil et des équipements principaux, état des systèmes fonctionnels tels que la ventilation nucléaire, obsolescence des équipements électriques) ;
- une réévaluation de la sûreté, en intégrant l'ensemble des agressions internes et externes.

Le CEA a mis en œuvre des modifications issues du dernier réexamen contribuant à l'amélioration de sûreté.

### Le réacteur RHF de l'ILL

Lors du dernier réexamen périodique, en 2017, l'ILL a mis un accent particulier sur :

- les conformités technique et réglementaire ;
- les vérifications par analyse et essais des exigences techniques des équipements importants pour la sûreté ;
- la maîtrise des risques de manutention, d'incendie et d'explosion ;
- la maîtrise des risques liés aux agressions naturelles extrêmes ;
- la réévaluation de sûreté par une mise à jour de l'analyse déterministe par conditions de fonctionnement.

Les améliorations de sûreté réalisées dans le cadre du réexamen visaient une résistance accrue de l'installation aux agressions internes et externes et la mise en conformité de fonctions du contrôle-commande du réacteur.

### ***Les modifications apportées au cours de l'exploitation***

Durant la phase d'exploitation, les exploitants mettent en œuvre régulièrement des modifications portant sur les matériels et sur les règles d'exploitation. Ces modifications peuvent être issues du traitement d'écarts ou du retour d'expérience ; elles s'appuient dans tous les cas sur une évaluation de leurs conséquences pour la sûreté.

## **14.1.3. Le contrôle de l'ASNR**

### ***14.1.3.1. Avant exploitation***

#### ***Réacteur EPR2***

Comme le prévoit l'article L. 592 29 du code de l'environnement, le ministre en charge de la sûreté nucléaire a saisi l'ASN pour qu'elle procède à l'instruction technique de la demande d'autorisation de création des deux réacteurs EPR2 du site de Penly.

Cette instruction, qui est en cours, s'inscrit dans la continuité de l'instruction des options de sûreté des réacteurs EPR2, qui avait fait l'objet d'un avis en 2019 dans lequel l'ASN avait considéré que les objectifs généraux de sûreté, le référentiel de sûreté et les principales options de conception étaient globalement satisfaisants. L'ASN avait également identifié dans cet avis les sujets à approfondir en vue d'une future demande d'autorisation de création d'INB.

En 2024, l'ASN a notamment fait part à EDF de ses demandes sur les référentiels de prise en compte des agressions d'origine interne et sur la démarche de classement retenue pour déterminer les exigences applicables aux éléments assurant une fonction nécessaire à la démonstration de sûreté nucléaire.

En complément de l'instruction technique du dossier de demande d'autorisation de création, l'ASN a engagé une démarche de contrôle de l'organisation mise en place par EDF pour conduire son projet. L'objectif de cette démarche est de vérifier que les exigences liées à la protection des personnes et de l'environnement auxquelles doivent répondre les réacteurs EPR2 sont prises en compte de manière appropriée au cours des phases de conception puis de construction de ces réacteurs.

S'agissant des équipements destinés à constituer la chaudière de ces réacteurs, l'ASN a poursuivi en 2024 les instructions relatives au contrôle de leur conception et de leur fabrication. Entre 2021 et 2024, l'ASN a pris position sur les options de conception des principaux équipements, tels que la cuve et les générateurs de vapeur. Par ailleurs, l'ASN a donné son accord au démarrage de la fabrication de certains équipements, comme la cuve et les générateurs de vapeur.

En parallèle de l'évaluation de la documentation de conception, les approvisionnements des composants destinés à ces équipements font l'objet de contrôles, en particulier pour les gros composants forgés. L'objectif de ces contrôles est de vérifier que les procédés de fabrication retenus présentent des garanties suffisantes pour produire des matériaux répondant au niveau de qualité visé.

L'ASN a également engagé le contrôle de la chaîne d'approvisionnement des autres matériels importants pour la sûreté nucléaire destinés aux réacteurs EPR2, afin d'évaluer la maîtrise des activités de fabrication par les fournisseurs et la surveillance exercée par EDF sur ces derniers.

### ***Réacteur RJH du CEA***

Le CEA a déposé en mars 2006, auprès du ministre chargé de la sûreté nucléaire, une demande d'autorisation de création du réacteur de recherche RJH d'une puissance de 100 MW, sur le site CEA Cadarache.

Dans le cadre de la demande d'autorisation de création, l'instruction de l'ASN a notamment porté sur la conception du génie civil de l'installation notamment vis-à-vis des agressions (incendie, cumul d'agressions externes ou internes), la démarche de classement et de qualification, l'enceinte de confinement, les situations de fonctionnement ainsi que les accidents graves et leurs conséquences radiologiques notamment l'accident BORAX.

Après un avis favorable rendu par l'ASN à l'issue de son instruction, le Gouvernement a autorisé la création par le décret n° 2009-1219 du 12 octobre 2009.

Le CEA a adressé en décembre 2021 à l'ASN le rapport de sûreté de l'installation en amont de la demande d'autorisation de mise en service. L'ASN a défini avec l'appui de l'IRSN une feuille de route définissant les thèmes qui feront l'objet d'une instruction anticipée, notamment la démarche générale d'analyse de la sûreté de l'installation, l'architecture des circuits de réfrigération de sauvegarde et ultime, le contrôle commande et le risque de criticité.

Le CEA a déposé, en septembre 2024, auprès du Ministère de la Transition Énergétique, une demande de modification du décret d'autorisation de création de 2009 afin que le délai de mise en service soit prolongé de 9 ans, pour le porter au 14 octobre 2037.

### ***Réacteur expérimental de fusion ITER***

Les installations de fusion présentent des enjeux spécifiques en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection, avec des risques différents des réacteurs de fission. On citera notamment le confinement du tritium, la radioprotection vis-à-vis du flux neutronique intense, et la gestion des déchets radioactifs tritiés et activés. Le projet ITER est un projet de réacteur de fusion de recherche, dont la conception et le programme expérimental évolue au fil du temps.

Le cadre réglementaire français des INB (et notamment l'arrêté INB du 7 février 2012), privilégiant une approche par objectifs, permet d'encadrer de manière proportionnée toute installation nucléaire, avec une vigilance à la mesure des enjeux que celle-ci présente (pour la sûreté, pour la protection de l'environnement ou pour la radioprotection des personnes). C'est dans ce cadre qu'a été établie l'autorisation de création de ITER, c'est-à-dire à un stade très précoce où beaucoup de dispositions techniques du projet ITER, qui est un projet de recherche, restaient à définir. Différents points d'arrêt ont été définis dans la décision de l'ASN associée à l'autorisation de création (cf §7.2.2).

L'intégrité du tokamak en exploitation est essentielle pour assurer la fonction de sûreté confinement. A cet égard, en 2022, des anomalies géométriques ont été découvertes sur les secteurs de la chambre à vide du tokamak, avant qu'ils ne soient soudés. L'ASN a refusé de lever le point d'arrêt sur l'assemblage du tokamak en raison notamment de ces non-conformités géométriques des secteurs à assembler. Depuis, l'Organisation ITER a entrepris la réparation des secteurs affectés, a révisé sa stratégie de soudage, et prévoit désormais de les souder une fois qu'ils seront tous en place.

Enfin, en 2023 et 2024, l'Organisation ITER a défini un nouveau programme expérimental pour le projet ITER assorti d'un nouveau scénario de référence, en modifiant au passage certains choix de conception majeurs (par exemple remplacement du béryllium par le tungstène pour les modules de couverture de la chambre à vide).

Dans ce contexte, ITER a proposé d'apporter une démonstration de sûreté par étapes successives, chaque étape de démonstration couvrant l'étape opérationnelle à venir. Cette approche permet, au sein du cadre établi par le décret d'autorisation de création, l'avancement du chantier puis le développement du programme opérationnel, étape par étape. Les instructions techniques par l'ASNR sont ainsi réalisées au plus près des étapes de développement du projet, au fur et à mesure que les incertitudes inhérentes à un projet expérimental comme ITER sont levées. Cette approche spécifique a fait l'objet d'échanges avec l'Organisation ITER aboutissant à la définition, en 2025, d'un planning de réalisation et d'instruction des dossiers techniques nécessaires.

#### ***14.1.3.2. En exploitation***

### ***Réacteur EPR de Flamanville***

EDF a déposé en mai 2006, auprès des ministres chargés de la sûreté nucléaire et de la radioprotection, une demande d'autorisation de création d'un réacteur de type EPR, d'une puissance de 1650 MWe, sur le site de Flamanville, déjà équipé de deux réacteurs de 1300 MWe. Après un avis favorable rendu par l'ASN à l'issue de son instruction, le Gouvernement en a autorisé la création par le décret n° 2007-534 du 10 avril 2007. Après la délivrance de ce décret d'autorisation de création et du permis de construire, la construction du réacteur EPR de Flamanville a débuté au mois de septembre 2007.

EDF a adressé sa demande d'autorisation de mise en service partielle en mars 2015. L'ASN a instruit cette demande et a délivré, en octobre 2020, l'autorisation correspondante, qui permet l'arrivée et l'entreposage du combustible neuf et de grappes sources dans la piscine.

EDF a mis à jour en 2021 sa demande d'autorisation de mise en service. Cette demande comporte une mise à jour complète du dossier, intégrant les conclusions des instructions menées par l'ASN depuis 2015. Ce dossier contient ainsi le rapport de sûreté, les règles générales d'exploitation, le plan de démantèlement, le plan d'urgence, l'actualisation de l'étude d'impact initiale en vue de son évaluation environnementale et l'étude de maîtrise des risques.

L'ASN a instruit la conception de l'installation et sa démonstration de sûreté. Les échanges se sont déroulés avec EDF tout au long de la construction du réacteur. Entre 2007 et 2023, l'ASN a réuni 28 fois ses groupes permanents d'experts et a sollicité plus d'une centaine d'avis de l'IRSN pour mener à bien son instruction. L'instruction s'est régulièrement nourrie des apports du contrôle exercé sur le chantier, dans les usines des fournisseurs ou au sein des entités d'ingénierie d'EDF (plus de 600 inspections). L'ASN a ainsi contrôlé les activités de construction du génie civil, de fabrication et de montage des équipements, d'essai de l'installation et de préparation à l'exploitation. L'ASN a également assuré les missions d'inspection du travail sur le chantier.

Tout au long du projet, l'ASN a entretenu des échanges nourris avec ses homologues étrangers contrôlant un projet de réacteur EPR. Ces échanges ont permis de partager les conclusions des analyses de sûreté et les enseignements de chaque projet. Cela a été en particulier le cas en ce qui concerne les différentes anomalies constatées sur les cœurs des réacteurs de Taishan (Chine), dont les percements de gaine de combustible observés en 2021.

La conception du réacteur EPR de Flamanville permet d'atteindre les objectifs de sûreté ambitieux fixés pour les réacteurs de troisième génération. Elle conduit à une réduction significative de la probabilité de fusion du cœur et des rejets radioactifs en cas d'accident par rapport aux réacteurs de deuxième génération. En particulier, la conception du réacteur EPR inclut des systèmes de gestion des accidents graves et est résistante à des niveaux extrêmes d'agression externe.

A l'issue de son instruction et de ses inspections, l'ASN a autorisé, par décision du 7 mai 2024, la mise en service du réacteur EPR de Flamanville. Cette autorisation permet à EDF de charger le combustible nucléaire dans le réacteur et de procéder aux essais de démarrage puis à l'exploitation du réacteur. Les conclusions ont fait l'objet d'un rapport public<sup>19</sup>.

### ***Réexamens périodiques***

Dans le cadre des réexamens périodiques des installations, l'ASNR prend dans un premier temps position sur les orientations proposées par l'exploitant pour le réexamen et en particulier les contrôles de conformité qu'il déploiera et les objectifs de sûreté qu'il entend atteindre pour la poursuite de fonctionnement de ses installations. L'ASNR instruit ensuite les conclusions de l'examen de conformité et les études associées à la réévaluation de sûreté réalisées par l'exploitant, en les complétant, le cas échéant, par des inspections. L'ASNR s'appuie sur son expertise interne et les groupes permanents d'experts pour cette instruction. Elle mobilise des moyens importants sur plusieurs années. A l'issue de cette instruction, l'ASNR peut imposer à l'exploitant des prescriptions techniques concernant notamment la mise en œuvre des dispositions proposées par l'exploitant ou des dispositions complémentaires.

Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs nucléaires de 900 et de 1300 MWe, l'ASN a pris position sur les objectifs de ces réexamens périodiques : les objectifs de sûreté à retenir pour ces réexamens

<sup>19</sup> CODEP-DCN-2024-024664 • 2 mai 2024

[Rapport d'instruction de l'EPR](#)

ont été définis au regard des objectifs applicables aux réacteurs de nouvelle génération. Ces objectifs appliqués aux réacteurs existants sont ceux du principe n.1 de la Déclaration de Vienne sur la sûreté nucléaire (VDNS) qui est formulé pour les nouveaux réacteurs.

A l'issue de l'instruction de la phase générique du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, l'ASN a pris position, au début de l'année 2021, sur les conditions de la poursuite de leur fonctionnement. L'ASN a souligné les objectifs ambitieux du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe et le travail substantiel réalisé par EDF dans le cadre lors de sa phase générique. Elle a souligné également l'ampleur des modifications prévues par EDF, dont la mise en œuvre apporte des améliorations significatives de la sûreté. Ces améliorations concernent en particulier la maîtrise des risques liés aux agressions (incendie, explosion, inondation, séisme...), la sûreté de la piscine d'entreposage du combustible et la gestion des accidents avec fusion du cœur. L'ASN a prescrit la réalisation des améliorations majeures de la sûreté prévues par EDF ainsi que de certaines dispositions supplémentaires qu'elle considère comme nécessaires à l'atteinte des objectifs du réexamen pour rapprocher le niveau de sûreté des réacteurs de 900 MWe de celui des réacteurs les plus récents (troisième génération).

EDF réalise, de 2020 à 2031, la phase spécifique du quatrième réexamen périodique de chacun des réacteurs de 900 MWe. Le rapport de conclusion du réexamen de chaque réacteur donne lieu à une enquête publique. L'ASNR soumet ensuite à la consultation du public les projets de prescriptions qu'elle juge nécessaires pour la poursuite du fonctionnement de chacun des réacteurs.

A l'issue de son instruction de la phase générique du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, l'ASNR a pris position le 1<sup>er</sup> juillet 2025 sur les conditions de la poursuite de leur fonctionnement.

### ***Modifications notables des installations***

L'ASNR instruit l'acceptabilité des modifications notables soumises à son autorisation. Ces modifications peuvent provenir du retour d'expérience d'exploitation ou encore des évolutions apportées à la démonstration de sûreté. Elles sont parfois liées à des modifications matérielles des réacteurs.

## **14.2. Vérification de la sûreté**

### **14.2.1. Le cadre réglementaire**

La vérification de la sûreté d'une INB est prévue par différentes dispositions législatives et réglementaires instaurant les réexamens de sûreté, le suivi en service des ESPN, les contrôles des EIP et AIP et le traitement des écarts découverts.

Le code de l'environnement précise que l'exploitant d'une installation nucléaire de base procède périodiquement au **réexamen de la sûreté** de son installation en prenant en compte les meilleures pratiques internationales (article L. 593-18). Ce réexamen doit permettre, outre la réévaluation de sûreté décrite au § 14.1.2.2, d'apprécier la conformité de l'installation à l'ensemble des règles qui lui sont applicables, de manière à vérifier sa sûreté ; les règles applicables résultent de la réglementation et des guides, des documents de l'autorisation, ainsi que des documents applicables de l'exploitant.

Les articles 2.4.1, 2.6.1, 2.6.2 et 2.6.3 de l'arrêté INB précisent les dispositions qui s'imposent à l'exploitant pour s'assurer de la conformité aux exigences applicables à son installation. En particulier, il requiert que l'exploitant définisse et mette en œuvre un système de management intégré qui a notamment pour objectif la vérification du respect des exigences des lois et règlements, du décret d'autorisation et des prescriptions et décisions de l'ASNR et des dispositions pour la détection et traitement des écarts.



Le guide n°21 de l'ASN établit les recommandations pour le traitement des écarts de conformité qui affectent des matériels importants pour la sûreté, sans pour autant rendre ces matériels indisponibles. En effet, les RGE spécifient le délai pour rétablir la disponibilité du matériel affecté mais ne traitent pas la situation où l'écart remet en cause la fiabilité du matériel dans certaines conditions (par exemple en cas de séisme). Ce guide s'attache en particulier à :

- préciser les objectifs en termes de délais pour la correction de ces écarts, en explicitant la notion de « délais adaptés aux enjeux » mentionnée dans l'arrêté INB (article 2.6.3) ;
- encadrer les modalités d'analyse de l'effet cumulé sur l'installation de plusieurs écarts de conformité, que l'exploitant doit réaliser en application de ce même arrêté (article 2.7.1).

Par ailleurs, la réglementation comporte différentes dispositions relatives à la maîtrise du vieillissement, notamment :

- des dispositions qui imposent le suivi en fonctionnement de certains équipements sous pression nucléaires non remplaçables, comme les cuves de réacteur (article R. 557-14-2 du code de l'environnement) ;
- des dispositions qui imposent la prise en compte, dès la conception, du vieillissement des équipements, notamment l'intégration de l'altération des matériaux dans le temps et la prise en compte des phénomènes de vieillissement sous irradiation (arrêté du 30 décembre 2015 relatif aux équipements sous pression nucléaires) ;
- des dispositions d'études, de construction, d'essais, de contrôle et de maintenance, qui permettent d'assurer la pérennité de la qualification des SSC aussi longtemps que celle-ci est nécessaire (article 2.5.1 de l'arrêté INB) ;
- des dispositions qui imposent des programmes de surveillance périodiques des appareils, visant à vérifier l'absence de défaut ou le fait qu'ils n'évoluent pas, ainsi qu'un programme de suivi des modes de dégradation des propriétés des matériaux et un relevé documentaire permettant de connaître précisément les actions auxquelles ont été soumis les appareils (arrêté du 10 novembre 1999) ;
- des dispositions concernant le suivi du vieillissement des SSC, notamment la prise en compte à la conception de dispositions visant à faciliter le suivi des mécanismes de vieillissement prévus et à déceler une dégradation ou un comportement imprévu qui pourrait se produire lors de l'exploitation de l'INB (guide n°22).

## 14.2.2. Vérifications effectuées par les exploitants

### 14.2.2.1. Contrôles et essais périodiques, inspections en service, contrôle de conformité à l'occasion des réexamens périodiques

Des contrôles et essais, des inspections en service ainsi qu'une surveillance du fonctionnement sont mis en œuvre pour veiller à ce que l'état physique et l'exploitation d'une installation nucléaire restent conformes à sa conception, aux exigences de sûreté applicables et aux limites et conditions d'exploitation.

Les essais périodiques des équipements importants pour la sûreté contribuent à la surveillance de la disponibilité de ces équipements et permettent **de s'assurer du respect des caractéristiques requises**. Les règles des essais périodiques des matériels importants pour la sûreté sont intégrées dans les règles générales d'exploitation des réacteurs. Elles fixent la nature des contrôles techniques à réaliser, leur fréquence et les critères qui permettent de statuer sur le caractère satisfaisant des contrôles. Les règles d'essais périodiques sont régulièrement révisées en tenant compte des modifications de l'installation et à la lumière du retour d'expérience d'exploitation.



Les actions concourant à la maîtrise du vieillissement et à la conformité (surveillance, maintenance, contrôle, traitement des écarts détectés, remplacement de matériels) permettent d'assurer que les installations sont conformes à leur référentiel de sûreté, c'est-à-dire à l'ensemble des règles qui encadrent le fonctionnement sûr de l'installation. Ces actions doivent être menées au quotidien.

Le réexamen périodique constitue un cadre privilégié pour s'assurer du caractère suffisant et de l'efficacité des dispositions mises en œuvre pour maintenir **la conformité des installations**.

A l'occasion des réexamens périodiques, EDF déploie, avec pour objectif de garantir la conformité des réacteurs au référentiel des exigences applicables, d'importants moyens de vérification de la conformité des installations, reposant notamment sur :

- l'ECOT, examen de conformité des tranches, qui complète les dispositions d'exploitation et de maintenance existantes (essais périodiques, programmes de maintenance) par la réalisation de contrôles physiques et/ou documentaires ;
- le PIC, programme d'investigations complémentaires, dont l'objectif est de conforter les hypothèses sur l'absence de dégradations en service dans des zones non couvertes par les programmes de maintenance préventive ;
- le traitement des écarts de conformité, identifiés au cours du fonctionnement des installations ;
- les dispositions de maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence et les essais particuliers à réaliser lors des visites décennales.

Ces dispositions sont réalisées en complément de la maintenance courante, de la surveillance en exploitation et du traitement des écarts détectés lors de l'exploitation.

Vis-à-vis du risque d'éventuelles fraudes ou contrefaçons (CFSI au sens de la définition de l'AIEA), EDF a adapté ses pratiques de surveillance, notamment en ayant un recours accru aux inspections ou aux contrôles contradictoires (voir § 13.2).

#### 14.2.2.2. *Maîtrise du vieillissement*

##### ***Réacteurs électronucléaires***

EDF a mis en œuvre, pour ses réacteurs électronucléaires, une démarche pour s'assurer de **la maîtrise du vieillissement** qui s'appuie sur trois lignes de défense : l'anticipation du vieillissement à la conception, la surveillance de l'état réel des installations ainsi que la réparation, la rénovation ou le remplacement des matériels affectés ou susceptibles de l'être.

La maîtrise du vieillissement repose notamment sur des actions de conception, d'exploitation, de suivi en service et de maintenance courante complétées par des actions de maintenance exceptionnelle. Elle contribue notamment au maintien de la qualification des EIP. A cet égard, elle comprend :

- des analyses des mécanismes de vieillissement et les analyses d'aptitude à la poursuite d'exploitation des composants pour l'ensemble des réacteurs relatifs au comportement des équipements et apportant la démonstration de la maîtrise du vieillissement de ces équipements ;
- une analyse spécifique à chaque réacteur permettant de vérifier que les analyses génériques couvrent bien ses particularités, cette analyse apportant la démonstration de l'aptitude à la poursuite de l'exploitation du réacteur ;
- des programmes de maintenance, d'essais périodiques, de rénovations ;
- les programmes de traitement d'obsolescence décidés nationalement ou localement.

### Focus n°16 : Capitalisation des connaissances sur les mécanismes de vieillissement

Le processus R&D CAPCOV (Capitalisation des Connaissances sur les mécanismes de Vieillissement) vise à capitaliser, mettre à jour et faciliter l'accès aux connaissances scientifiques disponibles à EDF sur le vieillissement des matériaux pour les acteurs EDF de la Maîtrise du Vieillissement.

Une collection de rapports rédigés par des experts de la R&D, synthétise les connaissances disponibles à EDF sur chaque mécanisme du vieillissement. Les rapports sont régulièrement réexaminés et mis à jour en fonction de l'évolution des connaissances scientifiques, des retours de l'exploitant ou du retour d'expérience international. Les connaissances CAPCOV sont intégrées dans une base de données et de connaissances structurée appelée base CAPCOV permettant plusieurs types de fonctionnalités d'accès à ces connaissances adaptées aux usages des spécialistes EDF de la Maîtrise du Vieillissement, de la recherche plein-texte à la navigation avancée et aux sélections multicritères.

Sur la période 2021-2024, un quart des mécanismes de vieillissement ont été réexaminés et huit ont été mis à jour, notamment l'intégration de connaissances complémentaires acquises sur la CSC. Ces connaissances font suite au retour d'expérience de l'exploitant sur les alliages de nickel et les aciers inoxydables, aux études menées et aux modèles développés à la R&D sur le sujet. En particulier, un programme complémentaire d'essais a été engagé suite au REX constaté sur les lignes auxiliaires : des essais d'amorçage visant à mieux comprendre, les effets de finition de surface des composants et de la température du milieu, des essais de propagation visant quant à eux à mieux prévoir les effets de l'érouissage et de la température.

### *Anticipation de la durée de fonctionnement du parc électronucléaire actuel*

Une partie importante des réacteurs du parc nucléaire français ayant été mis en service dans les années 1980, il importe d'anticiper leur fin d'exploitation suffisamment à l'avance et d'éviter un effet falaise sur le système électrique français. L'horizon décennal des réexamens périodiques est trop court pour anticiper certaines questions structurantes pour la durée de fonctionnement des réacteurs et notamment pour préparer les modifications et opérations de maintenance associés à des investissements lourds qui seraient nécessaires à une poursuite d'exploitation en toute sûreté.

Afin d'anticiper la phase d'arrêt en toute sûreté des réacteurs du parc actuel, EDF, l'IRSN et l'ASN ont identifié en 2023 les sujets techniques qui doivent faire l'objet d'analyses particulières, voire de travaux de recherche et développement, pour envisager une poursuite d'exploitation au-delà de 60 ans. Puis, en s'appuyant notamment sur une revue menée avec des experts internationaux et sur un séminaire international tenu en septembre 2023, EDF a préparé une analyse sur chaque sujet préalablement identifié et proposé un mode de traitement (travaux de recherche ou d'études à mener, modélisations avancées à développer et à valider, remplacement de composants ou autres modifications à envisager...) en vue de lever à temps les verrous à une potentielle exploitation au-delà de 60 ans. Ces éléments ont été transmis à l'ASNR début 2025 et font l'objet d'une évaluation par les experts de l'ASNR en vue d'une réunion du Groupe Permanent Réacteurs en 2026 qui sera suivie d'une prise de position générale de l'ASNR sur les perspectives de poursuite de fonctionnement de réacteurs au-delà de 60 ans.

### *Réacteurs autres qu'électronucléaires*

Le CEA veille à la maîtrise du vieillissement et d'obsolescence des structures et équipements importants pour la protection (EIP), afin de s'assurer du respect des exigences définies.

Pour les INB du CEA, et notamment le réacteur CABRI, les règles qui régissent les contrôles et essais périodiques (CEP) sont inscrites dans les règles générales d'exploitation. L'analyse des résultats des CEP et le contrôle visuel sont utilisés pour le suivi dans le temps des structures de génie civil et des EIP. Par ailleurs, l'examen réalisé lors du réexamen périodique permet de vérifier que l'installation est conforme à son référentiel de sûreté.

Pour le réacteur CABRI, à l'occasion du dernier réexamen périodique, l'état de conservation du génie civil a été regardé au regard des risques liés à son vieillissement. Des expertises visuelles (destructives ou non destructives) ont permis de mettre en évidence certains défauts ou dégradations localisés : en conséquence, des travaux de rénovation ont été mis en œuvre (rénovation de portions de revêtement d'étanchéité du bâtiment réacteur et des toitures des bâtiments annexes).

L'obsolescence des matériels électriques fait particulièrement l'objet d'expertise. Pour le réacteur CABRI, un diagnostic des réseaux électriques courants forts et faibles a montré la nécessité d'une remise à niveau avec le remplacement de certains équipements de la distribution électrique.

L'ILL a initié en 2019 un plan de gestion du vieillissement qui repose sur l'identification des mécanismes de vieillissement des équipements importants pour la sûreté concernés par ces mécanismes, et des activités de contrôle associées (nature, étendue et périodicité). Ce plan sera poursuivi et son périmètre élargi dans le réexamen 2027. La thématique de l'obsolescence est traitée dans les plans de maintenance.

Ce plan de gestion du vieillissement a d'abord été décliné sur l'enceinte du réacteur par des contrôles et essais périodiques (évolution du taux de fuite et état de l'enceinte en béton) et sur le bloc pile par le suivi de la fluence de ses composants et leur remplacement le cas échéant. Il a ensuite été étendu au pont polaire et au portique de manutention des hottes, avec la mise en œuvre d'un suivi de tendance adapté aux mécanismes de dégradation redoutés. Ce plan sera étendu à l'horizon 2027 à l'ensemble des équipements importants pour la sûreté, lesquels font déjà l'objet d'un suivi de tendance des paramètres contrôlés périodiquement, d'un plan de maintenance et d'un contrôle de la conformité à leurs exigences techniques et de sûreté.

#### 14.2.3. Le contrôle de l'ASNR

L'ASNR s'assure que les modalités de vérification prévues par l'exploitant sont appropriées, qu'elles soient prévues au titre de la maintenance, des essais périodiques ou des programmes de vérification de la conformité, de maintien de la qualification ou de maîtrise du vieillissement. Elle autorise également les modifications les plus importantes des RGE, notamment en ce qui concerne les essais périodiques.

Par ailleurs, l'ASNR réalise très régulièrement des inspections de chacune des installations pour vérifier que les dispositions prévues par l'exploitant sont bien appliquées.

Dans le cadre du réexamen périodique, l'ASNR s'assure, lors de ses instructions, du caractère suffisant et de l'efficacité des dispositions mises en œuvre par l'exploitant pour maintenir la conformité de l'installations et maîtriser son vieillissement. Elle contrôle ensuite le déploiement des programmes de vérification définis par l'exploitant. L'ASNR a en particulier mis en place un plan de contrôle renforcé spécifique aux quatrièmes visites décennales de chacun des réacteurs d'EDF de 900 MWe.

Enfin, la maîtrise du vieillissement des installations a fait l'objet de la première revue thématique (Topical Peer Review) prévue par la directive 2014/87/Euratom. Cet examen a donné lieu à la rédaction d'un rapport sur les conclusions génériques et d'un rapport sur les résultats spécifiques par pays. Sur cette base, les plans d'action nationaux établis par les pays ont été remis en septembre 2019. La France a publié son rapport final en 2021, clôturant l'ensemble de ses actions.

## Article 15 Radioprotection

### ARTICLE 15 RADIOPROTECTION

*Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour que, dans toutes les conditions normales de fonctionnement, l'exposition aux rayonnements ionisants des travailleurs et du public due à une installation nucléaire soit maintenue au niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre et qu'aucun individu ne soit exposé à des doses de rayonnement qui dépassent les limites de dose prescrites au niveau national.*

#### 15.1. Le cadre réglementaire

Le cadre réglementaire a été mis à jour en 2018 pour assurer la transposition de la nouvelle directive Euratom 2013/59, publiée le 5 décembre 2013, dans la réglementation française (codes de la santé publique, du travail et de l'environnement).

Ce cadre s'applique à l'ensemble des activités nucléaires, c'est-à-dire essentiellement les activités comportant un risque d'exposition des personnes aux rayonnements ionisants lié à la mise en œuvre soit d'une source artificielle, soit d'une source naturelle. Ce cadre s'applique donc aux installations nucléaires de base.

Le code de la santé publique (article L.1333-2) rappelle les principes généraux de radioprotection (justification, optimisation, limitation), établis au niveau international par la Commission internationale de protection radiologique, et repris dans la directive 2013/59/Euratom.

Le guide n°22 de l'ASN comporte des attendus sur l'optimisation de la radioprotection au stade de la conception d'un réacteur.

Le code de l'environnement dispose que l'exploitant d'une installation nucléaire de base définit une organisation chargée de le conseiller sur toutes les questions relatives aux risques et inconvénients des rayonnements ionisants (article R. 593-112). Cette organisation s'appuie sur un pôle de compétences, qui exerce les missions et le rôle de conseiller en radioprotection définis dans le code de la santé publique (articles R. 1333- 18 et R. 1333-19).

L'arrêté INB contient des dispositions sur la radioprotection sous forme de prescriptions portant sur les rejets d'effluents radioactifs et la gestion des déchets.

##### 15.1.1. La protection des travailleurs

Des dispositions de protection des travailleurs au sein des INB existent dans le code de la santé publique, le code de l'environnement et le code du travail.

L'employeur doit, au titre du code du travail, mettre en œuvre les mesures nécessaires pour assurer la sécurité et protéger la santé des travailleurs (article L. 4121-1 et suivants du code du travail), et à ce titre, mettre en œuvre des mesures de protection des travailleurs vis-à-vis des risques liés aux rayonnements ionisants.

Le code du travail prévoit des mesures de protection collective (articles R. 4451-18 à R. 4451-20). L'exploitant est responsable de la mise en œuvre des mesures de protection collective visant à assurer le respect des principes de radioprotection (articles L. 593-42 du code de l'environnement et L. 1333-27 du code de la santé publique). Toute zone où les travailleurs sont susceptibles d'être exposés à des niveaux de rayonnements ionisants dépassant certains seuils définis doit être identifiée et délimitée. Une signalisation spécifique et appropriée doit être prévue (articles R. 4451-22 à R. 4451-25 du code du travail).

Le code du travail (articles R.4451-58 et 59) dispose que les travailleurs exposés aux rayonnements doivent recevoir une formation initiale et périodique (tous les trois ans) à la radioprotection. Les thèmes abordés lors de ces formations sont également fixés par le code du travail.

Le code du travail fixe également pour l'ensemble des travailleurs (salariés ou non) susceptibles d'être exposés dans le cadre de leur activité professionnelle des dispositions relatives notamment :

- aux limites de dose pour les travailleurs ;
- au suivi dosimétrique et médical des travailleurs.

#### 15.1.1.1. Les limites de dose pour le travailleur

Les limites de dose pour les travailleurs sont définies à l'article R. 4451-6 du code du travail :

- pour l'organisme entier, la valeur limite d'exposition est de 20 mSv sur douze mois consécutifs en dose efficace ;
- pour les organes ou tissus, les valeurs limites sont fixées à :
  - 500 mSv pour les extrémités et la peau ; pour la peau, cette limite s'applique à la dose moyenne sur toute surface de 1 cm<sup>2</sup>, quelle que soit la surface exposée ;
  - 20 mSv pour le cristallin.

Enfin, en situation d'urgence radiologique, la dose efficace totalisée sur la vie entière d'un travailleur intervenant ne doit dépasser en aucun cas 1 sievert (article R. 4451-9 du code du travail).

#### 15.1.1.2. Le suivi dosimétrique des travailleurs

Le code du travail requiert que les résultats issus de la surveillance dosimétrique individuelle soient transmis au système d'information et de surveillance de l'exposition aux rayonnements ionisants (R. 4451-66) dont la gestion est confiée à l'ASNR (R. 4451-134).

Le code du travail dispose que l'ASNR procède à « l'établissement, sous forme de rapport transmis au ministre chargé du travail et publié après communication aux partenaires sociaux, d'un bilan annuel de l'analyse des résultats de la surveillance dosimétrique individuelle des travailleurs exposés comprenant les niveaux d'exposition aux rayonnements ionisants en fonction notamment des catégories de travailleurs exposés et de la nature des expositions par secteurs d'activités professionnelles. » (R. 4451-134).

Le code du travail dispose également que « le travailleur a accès à tous les résultats issus de la surveillance dosimétrique individuelle dont il fait l'objet, ainsi qu'à sa dose efficace » et qu'il « peut, le cas échéant, solliciter le gestionnaire du système, le médecin du travail ou le conseiller en radioprotection. Ce dernier ne peut communiquer que les résultats auxquels il a accès. » (R. 4451-67).

#### 15.1.2. La protection générale de la population

Plusieurs dispositions inscrites dans le code de la santé publique concourent à assurer la protection du public contre les risques liés aux rayonnements ionisants provenant des activités nucléaires. Elles concernent :

- les limites de dose pour le public ;
- les limites de rejet dans l'environnement ;
- la surveillance radiologique dans l'environnement.

### 15.1.2.1. Les limites de dose pour le public

Les limites de dose pour le public sont :

- la limite de dose efficace annuelle du fait des activités nucléaires est fixée à 1 mSv ;
- les limites de doses équivalentes pour le cristallin et pour la peau sont fixées respectivement à 15 mSv/an et à 50 mSv/an (en valeur moyenne pour toute surface de 1 cm<sup>2</sup> de peau) (article R. 1333-11 du code de la santé publique).

La méthode de calcul des doses, ainsi que les méthodes utilisées pour estimer l'impact dosimétrique sur une population, sont prévues par l'arrêté du 1<sup>er</sup> septembre 2003 définissant les modalités de calcul des doses efficaces et des doses équivalentes résultant de l'exposition des personnes aux rayonnements ionisants.

### 15.1.2.2. Les limites de rejet dans l'environnement

Le code de l'environnement donne compétence à l'ASNR pour définir les prescriptions relatives aux rejets d'effluents des INB (L. 593-10).

L'arrêté INB impose différentes dispositions générales, notamment la limitation, dès la conception des rejets et le recours aux meilleures techniques disponibles.

En complément, l'ASNR a précisé, dans sa décision « rejets » les prescriptions applicables aux INB concernant les prélèvements d'eau, les rejets d'effluents dans le milieu récepteur ou les nuisances de ces installations pour le public et l'environnement. Elle constitue, avec les autres textes réglementaires applicables aux INB, le socle minimal de réglementation en la matière.

Outre ces dispositions générales, l'ASNR précise dans deux types de décisions individuelles les prescriptions spécifiques s'appliquant à chaque INB ou à plusieurs INB sur un même site, portant respectivement sur les « limites » de prélèvements et de rejets dans l'environnement et sur les « modalités » de ces prélèvements et rejets. Cette dernière prévoit notamment les contrôles minimaux que l'exploitant doit mettre en œuvre avant de procéder au rejet des effluents et la surveillance de l'environnement susceptible d'être impacté.

### 15.1.2.3. La surveillance radiologique de l'environnement

La réglementation française impose aux exploitants d'installations nucléaires de mettre en œuvre une surveillance radiologique de l'environnement autour de leur installation (arrêté INB et décision « rejets »). Plus précisément, la surveillance mise en place doit viser notamment à :

- quantifier les rejets de substances radioactives et vérifier le respect de toute valeur limite applicable ;
- détecter un dysfonctionnement de l'installation (article 4.2.2).

Le code de la santé publique prévoit la création d'un réseau national de mesures de la radioactivité de l'environnement (RNM) géré par l'ASNR qui répond à un double objectif de transparence des informations, par la mise à disposition du public des résultats de cette surveillance et des informations sur l'impact radiologique des activités nucléaires en France ainsi que de qualité pour les mesures de la radioactivité dans l'environnement, par l'instauration d'un agrément des laboratoires, délivré par décision de l'ASNR (article R. 1333-25). Pour être déversées dans la base du RNM, les mesures doivent obligatoirement être effectuées par des laboratoires agréés par l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection.

Le code de la santé publique impose que les doses individuelles moyennes reçues par la population du fait des activités nucléaires autorisées soient estimées au moins tous les cinq ans par l'ASNR et fassent l'objet d'un rapport public publié sur le site internet de l'Autorité (article R.1333-27).

## 15.2. Les dispositions mises en œuvre

### 15.2.1. La radioprotection des travailleurs

#### 15.2.1.1. La surveillance des travailleurs

En **application de l'article R.4451-66 du code du travail**, un système de surveillance des expositions externes des personnes travaillant dans les installations où sont utilisés les rayonnements ionisants a été mis en place. Fondé principalement sur le port obligatoire du dosimètre passif pour les travailleurs susceptibles d'être exposés, il permet de vérifier le respect des limites réglementaires applicables aux travailleurs.

Les données enregistrées permettent de connaître la dose d'exposition cumulée sur une période déterminée. Elles sont rassemblées dans le système SISERI géré par l'ASNR et font l'objet d'une publication annuelle.

Le système SISERI centralise, au niveau national, les données de :

- la dosimétrie externe passive, dont les résultats sont fournis par les organismes de dosimétrie ;
- la dosimétrie externe opérationnelle, dont les résultats sont envoyés par les conseillers en radioprotection pour les INB ;
- la surveillance de l'exposition interne, dont les résultats sont fournis par les laboratoires de biologie médicale ou les services de santé au travail, et les doses internes calculées par les médecins du travail ;
- d'autres données relatives au suivi du personnel navigant, à l'exposition au radon ou à la radioactivité naturelle.

En application de l'article R. 4451-134, l'ASNR établit le bilan de la surveillance des travailleurs exposés aux rayonnements ionisants.

#### 15.2.1.2. Optimisation de la radioprotection des travailleurs

##### *Réacteurs électronucléaires*

En **application du principe d'optimisation de la radioprotection**, EDF met en œuvre une démarche d'optimisation des doses qui repose sur quatre axes :

- **la réduction de la contamination des circuits** : l'injection de zinc maîtrisée dans le circuit primaire permet de réduire la contamination des circuits. À ce jour, ce dispositif a été mis en application pour les réacteurs ayant fait l'objet d'un remplacement des générateurs de vapeur, et a démontré son efficacité en termes de réduction des Débits d'Équivalent de Dose (DeD) sur les premiers cycles d'exploitation postérieurs au remplacement de ces composants. Les actions poursuivies sur la réduction du terme source portent aujourd'hui en priorité sur le traitement de certains radionucléides, comme le  $^{110}\text{Ag}^m$ .

Plus précisément, concernant le  $^{110}\text{Ag}^m$ , EDF a défini en 2022 une nouvelle stratégie de traitement pour les réacteurs concernés avec différentes évolutions en cours d'expérimentation :

- l'optimisation de la « mise à l'arrêt à froid » avec une oxygénation à basse température,
- l'utilisation de résines macroporeuses dans les moyens d'épuration,
- une durée de palier d'épuration pompes primaires en service adaptée à la typologie d'arrêt de tranche pour maintenance.

EDF poursuit, par ailleurs, son programme pluriannuel d'assainissements des circuits de réfrigération à l'arrêt (RRA) et de contrôle chimique et volumétrique (RCV), sur les réacteurs où la réduction du terme source est prioritaire. Sur la période 2022 – 2024, huit interventions ont été réalisées sur le parc. Ce programme est actualisé chaque année, en fonction de l'évolution de l'état radiologique de chaque réacteur



et des gains dosimétriques évalués sur 5 ans pour confirmer les interventions prioritaires. Le retour d'expérience des réacteurs assainis sur cette période 2022 - 2024 montre un gain dosimétrique de 576H.mSv qui confirme l'intérêt et l'efficacité de ces opérations afin de réduire la dosimétrie des travailleurs.

En outre, EDF travaille depuis 2024 sur un nouveau programme long terme de réduction du terme source de certains réacteurs. Deux nouveaux procédés sont notamment prioritaires :

- l'expérimentation du traitement de « points chauds » présents sur les installations avec une technologie par « ultrason ».
- l'étude de faisabilité d'une décontamination plus globale du circuit primaire et des principaux circuits auxiliaires, sur des réacteurs en exploitation, en s'appuyant sur les retours d'expérience d'opérations appelées communément « *Full System Decontamination* » (FSD), mises en œuvre sur les deux réacteurs de la centrale de Fessenheim dans le cadre de leur mise à l'arrêt définitive, et sur plusieurs réacteurs à l'international (notamment en Allemagne).

- **la préparation des interventions et l'optimisation des doses** : le processus, commun à l'ensemble des sites nucléaires (agents EDF et prestataires), repose sur les points clés suivants :

- effectuer une évaluation dosimétrique prévisionnelle de chaque opération (dose collective et individuelle) ;
- réaliser une analyse d'optimisation de ces opérations en fonction de l'enjeu dosimétrique ;
- fixer un objectif dosimétrique à ne pas dépasser (collectif et individuel pour chaque opération) issu de cette analyse d'optimisation ;
- effectuer un retour d'expérience avec analyse des écarts et des bonnes pratiques qui serviront aux futures opérations.

Dans le cadre des études et programmes de développement de matériels de radioprotection poursuivis par EDF avec les fabricants, le déploiement de deux nouveaux équipements se poursuit :

- chaque centrale est progressivement équipée d'une « Gamma Camera » pour améliorer la caractérisation du terme source, optimiser les actions de traitement et la dosimétrie ;
- une nouvelle sonde de mesure bêta haute performance « ECHO » complète également la gamme de « contaminamètres » pour améliorer la mesure de faibles niveaux de contamination dans des environnements où l'ambiance radiologique peut être fluctuante.

- **l'utilisation et la diffusion du retour d'expérience** : pour limiter les doses auxquelles sont soumis les intervenants, EDF a mis en place des seuils d'alerte dans l'application de gestion des doses opérationnelles commune à tous les CNPE. Ces seuils sont fixés à 13 mSv pour la pré-alerte, et 18 mSv pour l'alerte. En cas d'atteinte du seuil de pré-alerte, en concertation avec les intervenants, les médecins et les radioprotectionnistes, une optimisation de la dosimétrie individuelle sur 12 mois est mise en œuvre. Si un seuil d'alerte est atteint, l'accès aux zones à risque d'exposition aux rayonnements ionisants est alors temporairement suspendu.

EDF maintient un suivi particulier des métiers les plus exposés qui a permis de stabiliser la tendance observée sur la période 2019-2021. Sur 2022-2024, seuls 3,2 % des intervenants dépassent le seuil de 6 mSv. En 2023, cela correspond à 1568 intervenants exposés au-delà du seuil de 6 mSv. Les activités concernées correspondent essentiellement à la maintenance des domaines mécanique-chaudronnerie, la logistique des chantiers (incluant les activités de calorifugeage et de montage d'échafaudages), la maintenance des domaines automatismes-électricité, les contrôles métallurgiques, les interventions de radioprotection. La



dose individuelle moyenne est également maintenue à une valeur inférieure à 1 mSv par intervenant (0,99 mSv en 2024). Ces résultats restent obtenus dans un contexte de travaux de maintenance et de modifications importants du parc nucléaire d'EDF (visites décennales des réacteurs de 900 MWe et 1300 MWe), avec un programme notable d'interventions liées à l'événement « Corrosion sous Contrainte » sur la période 2022-2023. Sur 2022-2024, EDF a eu un volume d'heures travaillées en zone nucléaire supérieur au seuil historique de 7 millions d'heures par année.

- **la mise en œuvre de processus spécifiques pour les activités à risque d'exposition importante aux rayonnements** : ils s'appliquent pour les accès en zone rouge (débit d'équivalent de dose supérieur à 100 mSv/h), en zone orange (débit d'équivalent de dose supérieur à 2 mSv/h) ainsi que pour la réalisation de contrôles radiographiques. Des organisations spécifiques ont également été conçues et formalisées, et chaque site est évalué périodiquement par les équipes d'une unité d'Inspection Nucléaire (indépendante des sites d'exploitation) sur sa conformité à un référentiel commun définissant les objectifs et performances à atteindre.

Des réductions significatives de doses ont ainsi été obtenues. La dose collective par an et par réacteur est passée de 2,4 H.Sv en 1992 à une valeur moyenne de 0,69 H.Sv par réacteur sur les dix dernières années. Concernant la dose individuelle, la dosimétrie des intervenants les plus exposés a été fortement réduite. Depuis 2015, aucun intervenant n'a dépassé 15 mSv sur une année. Sur la période 2022 - 2024, aucun intervenant n'a été exposé à une dose annuelle supérieure à 14 mSv, 120 intervenants en moyenne ont eu une dose annuelle supérieure à 10 mSv (soit 0,2 % des intervenants).

#### **Focus n°17 : Événements relatifs à la contamination externe d'intervenants dans les centrales nucléaires de Cattenom, du Tricastin et de Saint-Laurent-des-Eaux (ESR niveau 2)**

En 2023 et 2024, trois contaminations de travailleurs ont été détectées lors du contrôle réalisé à la sortie de la zone contrôlée du bâtiment du réacteur sur les sites de Cattenom (2 février 2023), du Tricastin (6 juin 2024) et de Saint-Laurent-des-Eaux (25 octobre 2024). Dans chaque cas la personne a été prise en charge par le service médical, qui a localisé la particule radioactive à l'origine de la contamination respectivement au niveau de la joue, du pied et de la tête. Chaque particule a été retirée.

Les intervenants concernés réalisaient respectivement une activité de pose de calorifuge dans le bâtiment du réacteur (Cattenom et Tricastin) et de décontamination d'une piscine (Saint-Laurent-des-Eaux).

A chaque fois, l'évaluation de la dose reçue par l'intervenant, basée sur des hypothèses pénalisantes, dépasse la limite réglementaire pour la dose équivalente à la peau fixée à 500 millisieverts pour une surface de 1 cm<sup>2</sup> de peau.

EDF a déclaré trois événements significatifs relatifs à la radioprotection. En raison du dépassement d'une limite réglementaire d'exposition d'un travailleur, ces événements ont été classés au niveau 2 de l'échelle INES (échelle internationale des événements nucléaires et radiologiques, graduée de 0 à 7 par ordre croissant de gravité).

À la suite de la déclaration de chaque événement, l'ASN a mené une inspection dans la centrale concernée, afin de vérifier qu'EDF avait pris toutes les mesures nécessaires pour gérer l'événement de manière adéquate et pour en analyser les causes.

### ***Le réacteur CABRI du CEA***

L'évaluation des risques radiologiques pour les postes de travail s'inscrit dans une démarche d'optimisation. Ainsi, les contraintes de dose individuelles organisme entier pour les salariés CEA ont été fixées à 1 mSv sur un an.

La démarche d'optimisation sur CABRI se matérialise par :

- une étude de poste comprenant une première phase de calculs en amont de l'essai à réaliser sur la nouvelle boucle, permettant d'identifier les opérations dont le risque d'exposition externe est a priori significativement supérieur aux autres ;
- le Retour d'Expérience (REX) dosimétrique : l'analyse des résultats de dosimétrie opérationnelle permet de consolider les évaluations réalisées par calcul ;
- des mises à jour de l'étude de poste pour tenir compte du REX et compléter l'évaluation par la réalisation de calculs 3D sur des opérations particulières.

L'efficacité du système en place est démontrée par l'historique des doses sur le personnel des installations et sur le personnel des entreprises extérieures sur la période 2022-2024 :

- sur cette période, la dose collective annuelle des salariés CEA affectés sur le réacteur de recherche CABRI a été en moyenne de 1,3 H.mSv ; celle des salariés des entreprises intervenantes sur le réacteur CABRI a été en moyenne de 0,43 H.mSv ;
- sur cette période, aucun salarié du CEA et aucun des salariés des entreprises intervenantes n'a été exposé à une dose efficace annuelle supérieure à 1 mSv.

### ***Le réacteur RHF de l'ILL***

Le Directeur de l'ILL est assisté du Service Radioprotection Sécurité Environnement (SRSE) qui le conseille pour l'application de la réglementation et pour la conduite de la politique de prévention dans les domaines de la sécurité conventionnelle et de la radioprotection. En ce qui concerne la prévention des risques d'exposition aux rayonnements ionisants, le SRSE agit en qualité de Pôle de compétences en Radioprotection au sens du code du travail et du code de l'environnement.

L'optimisation de la radioprotection repose sur :

- les consignes de radioprotection éditées par le Pôle de Compétences en Radioprotection. Il peut s'agir de consignes générales ou de consignes particulières liées à un chantier ou une expérience à risque ;
- la participation des techniciens en radioprotection à l'établissement des procédures d'intervention pour définir les moyens de prévention et de protection, ainsi que les éventuelles mesures de radioprotection à réaliser en cours d'opération ;
- l'établissement des prévisionnels dosimétriques formalisés dans les demandes d'autorisation de travail ;
- la réalisation d'études approfondies d'optimisation pour les chantiers dont la dose collective prévisionnelle est supérieure à 10 H.mSv et/ou la dose individuelle prévisionnelle est supérieure à 2 mSv.

L'efficacité de l'ensemble du système de protection radiologique en place est démontrée par l'historique des doses. En particulier, au cours des trois dernières années (2022, 2023 et 2024), aucun agent n'a reçu une dose annuelle supérieure à 3 mSv et la dose collective (comprenant le personnel ILL, les chercheurs invités et les prestataires, soit environ 2000 personnes) sur cette période est inférieure à 88 H.mSv.

Plus particulièrement, en 2022, le remplacement du doigt de gant H1/H2, composant du bloc pile du réacteur, a engendré une dose collective de 10,2 H.mSv, bien en deçà de la dose de 22 H.mSv engendrée par la même opération en 2005.

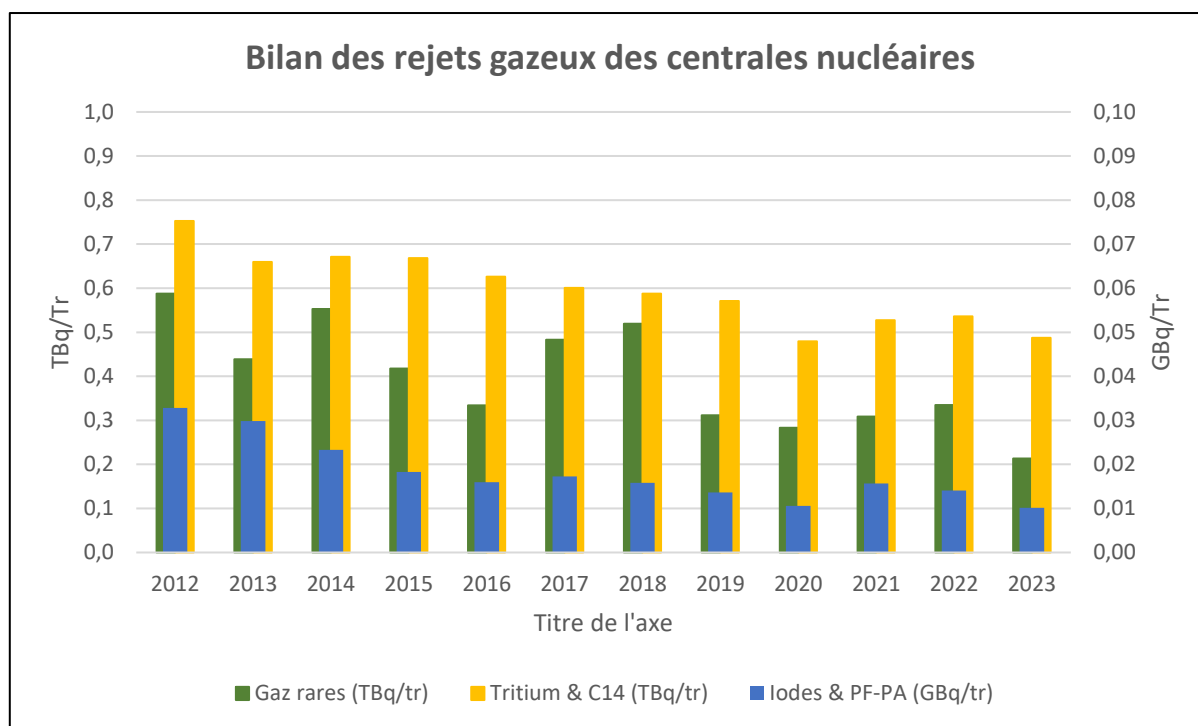
## 15.2.2. La radioprotection du public

### 15.2.2.1. Rejets d'effluents radioactifs

#### Les réacteurs électronucléaires

EDF a engagé dès le début de l'exploitation des REP des efforts de réduction et de maîtrise des rejets de ses installations. Ainsi les exploitants EDF s'efforcent de limiter les rejets en agissant principalement sur l'amélioration des circuits de collecte et de traitement des effluents et sur la mise en place d'une réduction de leur production à la source. Ces actions se sont traduites par une réduction concrète de l'activité des rejets d'effluents liquides (hors tritium et carbone 14), dont le niveau a désormais atteint un niveau plancher autour de 0,2 GBq/réacteur/an depuis 2008 (division par 100 de l'activité des rejets (hors tritium et carbone 14) depuis 1985, et division par 10 depuis 1994).

Les rejets de tritium et de carbone 14, qui sont directement corrélés à la puissance produite par les tranches, restent stables.



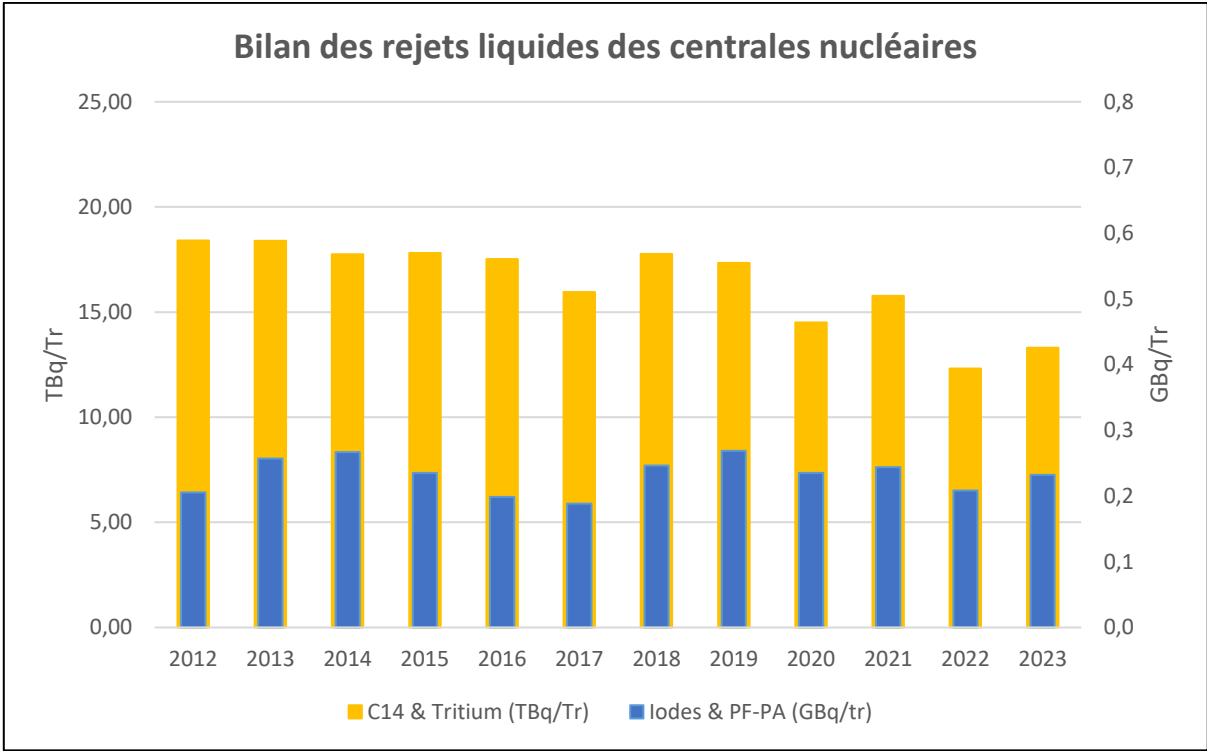


Figure 15-1 : Bilan des rejets radioactifs liquides et gazeux des centrales nucléaires en exploitation exprimé en TBq et GBq par tranche (2012-2023)

PF : Autres produits de fission / PA : Autres produits d’activation

C14 : Carbone 14

Les valeurs des rejets annuels moyens par réacteur d’effluents radioactifs liquides et atmosphériques, tous paliers confondus en 2023 sont données dans le tableau suivant :

| Paramètres                                  | Rejets d’effluents radioactifs liquides (GBq/réacteur/an) | Rejets d’effluents radioactifs gazeux (GBq/réacteur/an) |
|---------------------------------------------|-----------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------|
| Carbone 14                                  | 8,9                                                       | 153                                                     |
| Iode                                        | 0,0045                                                    | 0,010                                                   |
| Tritium                                     | 13309                                                     | 487                                                     |
| Produits de fission – Produits d’activation | 0,2                                                       | 0,0013                                                  |
| Gaz rares                                   | Sans objet                                                | 213                                                     |

Tableau 15-1 : Rejets radioactifs liquides et gazeux annuels moyens par réacteur pour l’année 2021

Concernant l'exposition du public, la dose attribuable aux rejets d'effluents radioactifs liquides et gazeux des sites en exploitation est principalement due au tritium et au carbone 14. Cette dose est inférieure à 10 µSv/an, niveau en dessous duquel le risque sanitaire potentiel est considéré comme négligeable par les instances internationales (CIPR, AIEA).

### Les réacteurs autres qu'électronucléaires

#### Réacteur CABRI du CEA

Les rejets liquides générés par le réacteur CABRI, à l'instar des autres INB du CEA concernés par des rejets liquides, sont gérés dans des installations dédiées. L'installation qui reçoit les effluents du réacteur CABRI est déterminée en fonction de l'activité et de la nature des effluents. Les rejets gazeux sont relâchés par l'émissaire du réacteur. Les limites de rejets gazeux sont encadrées et ces derniers font l'objet d'une surveillance permanente.

Les rejets gazeux et les rejets liquides du réacteur CABRI sont faibles.

Sur la période 2014-2023, les rejets gazeux sont reportés sur la Figure 15-2 ci-dessous.

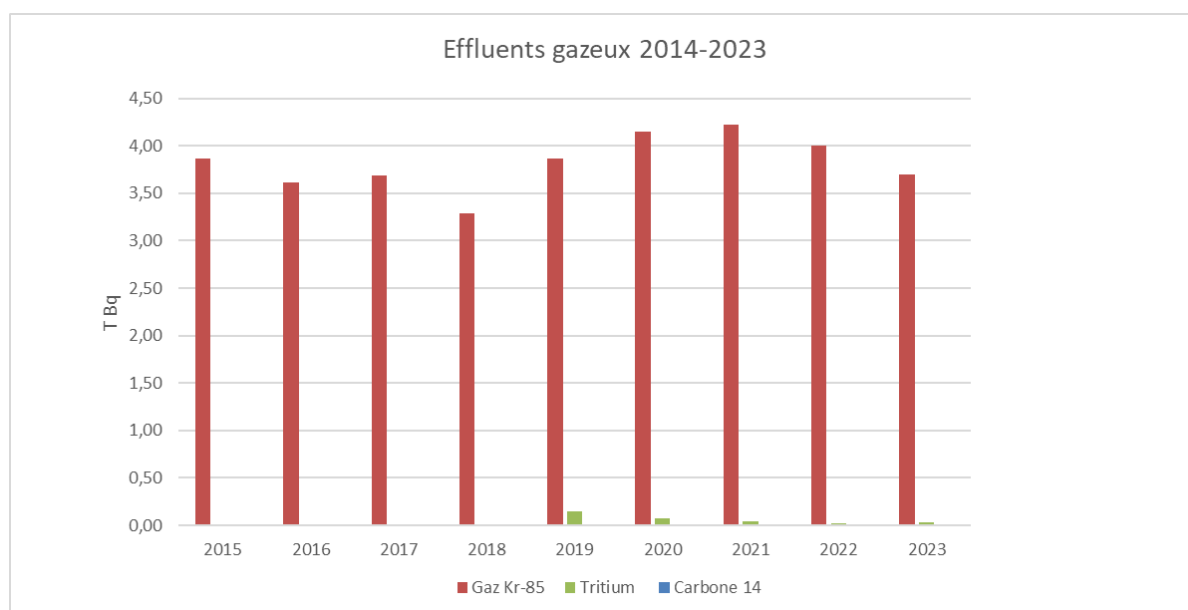


Figure 15-2 : Rejets gazeux pour Cabri en TBq

### ILL

La variabilité annuelle des rejets gazeux et liquides est directement corrélée aux gros travaux de maintenance sur le RHF, tels que les changements de composants du bloc pile ou l'intervention sur des installations comportant du deutérium tritié.

Les rejets gazeux et liquides sont présentés sur les figures 15-3 et 15-4.

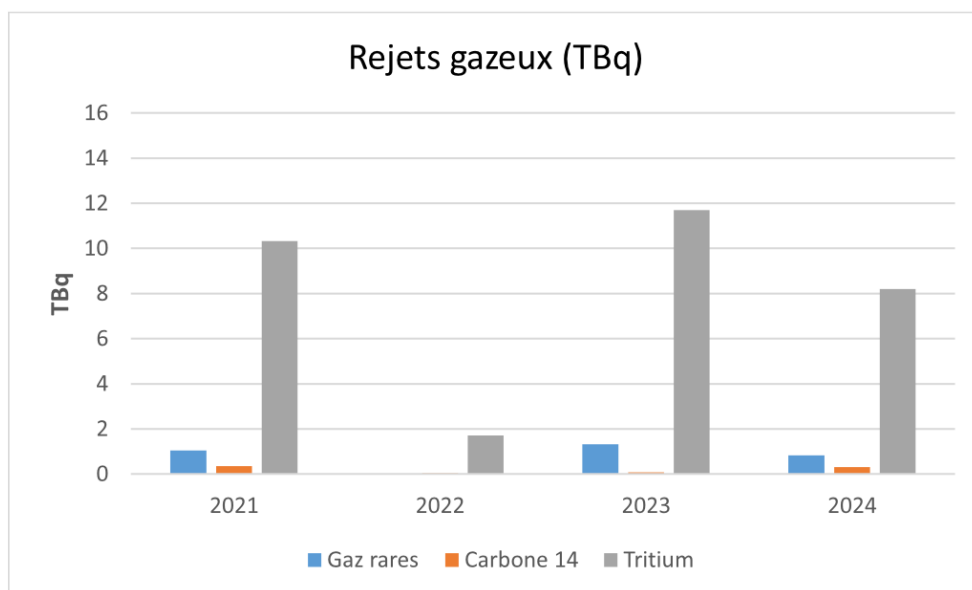


Figure 15-3 : Rejets gazeux à l'ILL en TBq

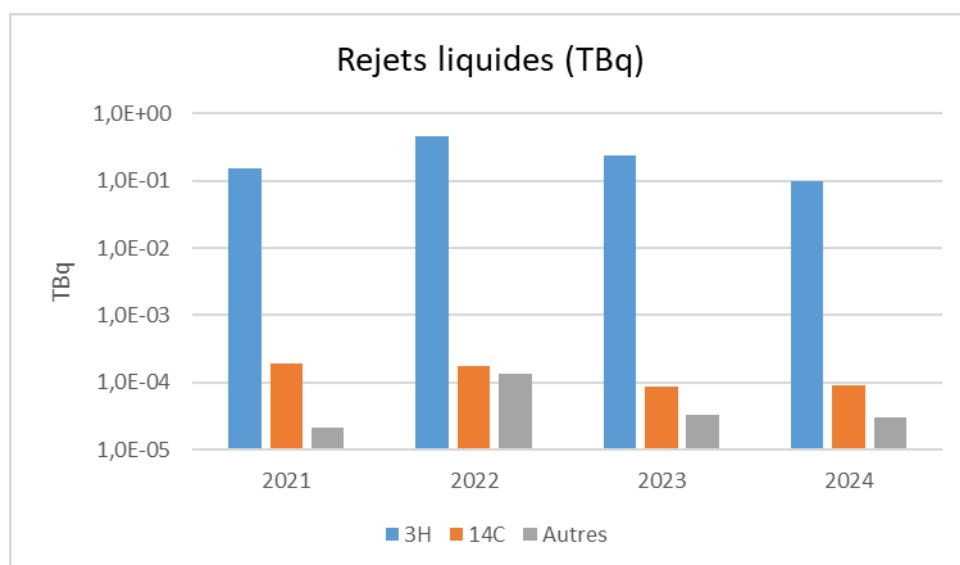


Figure 15-4 : Rejets liquides à l'ILL en TBq

#### 15.2.2.2. La surveillance de l'environnement

La surveillance de l'état radiologique de l'environnement est assurée par :

- les exploitants qui mettent en œuvre une surveillance de l'environnement autour de leurs installations :
  - EDF a mis en place un programme de surveillance de l'environnement adapté à chacune des installations nucléaires. Il comporte un programme fixe de mesures continues et périodiques (journalières à annuelles, représentant plus de 40 000 mesures par an pour chaque centrale nucléaire) (voir annexe D). EDF a complété, de sa propre initiative, la surveillance par un suivi radio-écologique effectué chaque année sur tous les sites nucléaires en exploitation. Ce suivi est réalisé sur l'ensemble du parc depuis 1992 et permet de disposer d'une vision spatiale et temporelle de l'état radiologique de l'environnement des installations ;

- le CEA a mis en place un programme de surveillance de l'environnement autour du site de Cadarache où se situe le réacteur de recherche CABRI ;
- l'ILL a mis en place un programme de surveillance de l'environnement autour du site du RHF.
- l'ASNR exerce une mission légale de surveillance de la radioactivité de l'environnement sur l'ensemble du territoire national. En particulier, elle dispose de ses propres réseaux de surveillance à proximité des installations nucléaires et réalise une surveillance régulière, complémentaire de celle mise en place par les exploitants nucléaires (Andra, CEA, EDF, Marine Nationale, Orano...). Deux approches sont utilisées par l'ASNR :
  - la surveillance en continu *in situ* par des systèmes autonomes (réseaux de télésurveillance) permettant la transmission en temps réel des résultats et disposant également d'une fonction d'alerte en cas d'élévation inhabituelle de la radioactivité mesurée :
    - le réseau Téléray, récemment rénové, qui s'appuie sur 450 balises de mesure ;
    - le réseau Hydrotéléray, qui comporte 7 stations de surveillance implantées sur les grands fleuves ;
    - le réseau de prélèvement d'air en continu OPERA, avec mesures en laboratoire.
  - le traitement et la mesure en laboratoire d'échantillons prélevés dans différents compartiments de l'environnement (air, eau, sol et denrées), à proximité ou non d'installations susceptibles de rejeter des radionucléides.

Tous les résultats de mesure obtenus sont versés au Réseau National de Mesures de la radioactivité de l'environnement (RNM), accessible par internet, qui a pour mission de contribuer à la surveillance des expositions de la population aux rayonnements ionisants et à l'information de la population.

L'analyse et l'interprétation de l'ensemble des mesures environnementales sont présentées régulièrement dans un [rapport de bilan](#) qui est public (dernier rapport relatif aux années 2021 – 2023).

### 15.3. Le contrôle de l'ASNR

#### 15.3.1. Exposition des travailleurs

Dans le cadre de ses attributions, l'ASNR contrôle le respect de la réglementation relative à la protection des travailleurs susceptibles d'être exposés aux rayonnements ionisants dans les INB. Le périmètre de contrôle de l'ASNR couvre l'ensemble des travailleurs évoluant sur les sites, tant le personnel de l'exploitant que les prestataires, et ce durant tout le cycle d'exploitation de l'installation.

Ce contrôle prend deux formes principales :

- la réalisation d'inspections :
  - spécifiques sur la radioprotection, programmées une à deux fois par an et par site ;
  - lors des arrêts des réacteurs dans le cas des centrales nucléaires ;
  - à la suite d'incidents d'exposition aux rayonnements ionisants ;
  - dans les services centraux d'EDF en charge de la politique de l'entreprise en matière de radioprotection et de la cohérence de sa déclinaison sur les différents sites.
- l'instruction de dossiers relatifs à la radioprotection des travailleurs pouvant concerner :
  - des événements significatifs en matière de radioprotection déclarés par l'exploitant ;

- des dossiers de conception, de maintenance ou de modification de portée nationale établis sous la responsabilité de l'exploitant ;
- des documents élaborés par l'exploitant relatifs à la mise en œuvre de la réglementation.

De plus, l'ASNR mène chaque année une campagne d'inspections « renforcées » à l'échelle d'une zone géographique sur la thématique de la protection des travailleurs contre les rayonnements ionisants. Ces inspections renforcées mobilisent une équipe d'une dizaine d'inspecteurs et experts de l'ASNR pendant une journée et demi par centrale. Elles ont pour but de mener un contrôle simultané de plusieurs thèmes du domaine de la radioprotection afin d'avoir un regard global sur l'organisation de la radioprotection de la centrale, fondé notamment sur de nombreuses observations de terrain.

Les thèmes inspectés sont l'organisation et le management de la radioprotection, la prise en compte du retour d'expérience, la maîtrise des chantiers, l'application de la démarche d'optimisation, la maîtrise de la propreté radiologique et la gestion des sources radioactives. Lors des inspections de radioprotection, l'ASNR contrôle que le pôle de compétences assure l'ensemble des missions attendues, qu'il est organisé et doté en personnel conformément à l'arrêté ministériel et aux règles générales d'exploitation. Elle vérifie également la conformité réglementaire de la périodicité des formations et du contenu des formations délivrées. Des mises en situation ont par ailleurs permis de contrôler l'organisation relative à la prise en charge des intervenants contaminés et au traitement des alarmes relatives à la détection de contamination atmosphérique au sein du bâtiment réacteur.

Une telle campagne d'inspections permet aussi d'évaluer le dispositif de collecte et d'exploitation du retour d'expérience de l'exploitant (résultats issus des pratiques mises en œuvre sur le terrain, analyse des événements survenus).

### 15.3.2. Exposition du public

L'ASNR réalise des inspections afin de contrôler que les exploitants respectent bien les dispositions réglementaires en matière de maîtrise des rejets. L'ASNR réalise aussi des inspections, avec prélèvements et mesures, conduites avec l'appui de laboratoires. Par ailleurs, les exploitants transmettent régulièrement à un laboratoire indépendant, pour analyse, des prélèvements d'effluents radioactifs liquides et gazeux. Les résultats de ces contrôles, dits « croisés », sont communiqués à l'ASNR. Ce programme de contrôles croisés, défini par l'ASNR, permet de s'assurer du maintien dans le temps de la justesse des mesures réalisées par les laboratoires des exploitants.

En outre, tout comme pour le domaine de la radioprotection des travailleurs et sur le même principe, l'ASNR mène chaque année une campagne d'inspections « renforcées » à l'échelle d'une zone géographique sur la thématique de la protection de l'environnement et en particulier sur le respect des exigences réglementaires en matière de maîtrise des rejets. Ces inspections consistent en des exercices de mise en situation inopinée visant à évaluer l'organisation et les moyens de confinement en cas de déversement accidentel de substances liquides dangereuses sur le site.



## Article 16 Organisation pour les cas d'urgence

### ARTICLE 16 ORGANISATION POUR LES CAS D'URGENCE

1. *Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées afin qu'il existe, pour les installations nucléaires, des plans d'urgence internes et externes qui soient testés périodiquement et qui couvrent les actions à mener en cas de situation d'urgence.*

*Pour toute installation nucléaire nouvelle, de tels plans sont élaborés et testés avant qu'elle ne commence à fonctionner au-dessus d'un bas niveau de puissance approuvé par l'organisme de réglementation.*

2. *Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour que, dans la mesure où elles sont susceptibles d'être affectées par une situation d'urgence radiologique, sa propre population et les autorités compétentes des États avoisinant l'installation nucléaire reçoivent des informations appropriées aux fins des plans et des interventions d'urgence.*
3. *Les Parties contractantes qui n'ont pas d'installation nucléaire sur leur territoire, dans la mesure où elles sont susceptibles d'être affectées en cas de situation d'urgence radiologique dans une installation nucléaire voisine, prennent les mesures appropriées afin d'élaborer et de tester des plans d'urgence pour leur territoire qui couvrent les actions à mener en cas de situation d'urgence de cette nature.*

### 16.1. Plan et programmes d'urgence

#### 16.1.1. Le cadre réglementaire

L'organisation des pouvoirs publics en cas d'incident ou d'accident nucléaire ou radiologique est définie par la **circulaire de la Première ministre du 26 septembre 2023** relative à l'organisation gouvernementale pour la gestion des crises majeures, abrogeant la circulaire précédente du 1er juillet 2019, ainsi que par un ensemble de textes relatifs à la sûreté nucléaire, la radioprotection, l'ordre public et la sécurité civile.

La **loi du 13 août 2004** relative à la modernisation de la sécurité civile prévoit un recensement actualisé des risques, la rénovation de la planification opérationnelle, la réalisation d'exercices qui impliquent la population, l'information et la formation de la population, la veille opérationnelle et l'alerte. Plusieurs décrets d'application de cette loi, codifiés dans le code de la sécurité intérieure aux articles L. 741-1 à L. 741-32, relatifs notamment aux plans d'organisation de la réponse de la sécurité civile (ORSEC) et aux plans particuliers d'intervention (PPI), sont venus la préciser en 2005.

La **loi du 25 novembre 2021** vise à consolider le modèle français de sécurité civile. Elle conforte notamment l'importance des plans communaux de sauvegarde (PCS) à l'échelle communale ou intercommunale dans la gestion territoriale de crises, en le rendant obligatoire sur toute commune soumise à un risque naturel, industriel ou nucléaire. Elle instaure également l'obligation de réaliser un exercice de mise en œuvre de ce plan au minimum tous les 5 ans.

La **circulaire du 27 mai 2009** définit les principes régissant les responsabilités respectives de l'exploitant d'une INB et de l'État en matière de distribution d'iode. Cette circulaire prévoit que l'exploitant finance les campagnes d'information du public au sein du périmètre PPI et assure une distribution préventive des comprimés d'iode stable de façon permanente et gratuite en s'appuyant sur le réseau des pharmacies. Au-delà de la zone couverte par le PPI, des stocks de comprimés sont constitués afin de couvrir le reste du territoire national. À cet égard, les ministères en charge de la santé et de l'intérieur ont décidé la constitution de stocks de comprimés d'iode mis en place et gérés par l'agence Santé Publique France. Le préfet est chargé d'élaborer un plan spécifique (plan Orsec Iode) au niveau départemental afin de définir les dispositions relatives à la

distribution d'iode stable à partir des stocks nationaux. Il définit dans son département les modalités de distribution à la population en s'appuyant en particulier sur les maires. Ce dispositif est décrit dans la circulaire du 11 juillet 2011. En application de cette circulaire, les préfets ont mis en place des plans de distribution des comprimés d'iode en situation d'urgence radiologique qui peuvent faire l'objet d'exercices dans le cadre de la déclinaison territoriale du plan national de réponse à un accident nucléaire ou radiologique majeur.

La **circulaire du 18 février 2011** précise la doctrine nationale d'emploi des moyens de secours et de soins face à une action terroriste mettant en œuvre des substances radioactives. Ces dispositions, qui s'appliquent également à un accident nucléaire ou radiologique, visent à mettre en œuvre, sur l'ensemble du territoire national, une méthodologie unifiée d'emploi des moyens afin d'en optimiser l'efficacité. Elles ont vocation à être adaptées aux situations rencontrées.

Le **guide « Intervention médicale en cas d'événement nucléaire ou radiologique »**, dont la rédaction a été coordonnée par l'ASN, vient accompagner la circulaire du 2 mai 2002 relative à l'organisation des soins médicaux en cas d'accident nucléaire ou radiologique, en rassemblant toutes les informations utiles pour les intervenants médicaux en charge du ramassage et du transport des blessés ainsi que pour les personnels hospitaliers qui les accueillent dans les établissements de soins.

#### 16.1.2. Les plans d'urgence et les plans de secours

Le **plan national de réponse « Accident nucléaire ou radiologique majeur »** décrit l'organisation gouvernementale et permet de répondre à des situations d'urgence radiologique de toute nature. Il vient compléter les dispositifs de planification existants au niveau local (PUI et PPI). Il intègre également la dimension internationale des crises et les possibilités d'assistance mutuelle en cas d'événement. Ce plan est fondé sur 8 situations de référence (situation d'incertitude, accident sur une installation avec rejet immédiat et court ...), auxquelles répond une stratégie de réponse globale. Les dispositions de ce plan sont déclinées à l'échelle territoriale au niveau des plans particuliers d'intervention (PPI).

Le **plan d'urgence interne (PUI)**, établi par l'exploitant, a pour objet de ramener l'installation dans un état maîtrisé et de limiter les conséquences de l'accident. Il précise l'organisation et les moyens à mettre en œuvre sur le site. Il comprend également les dispositions permettant d'informer rapidement les pouvoirs publics. En application de l'article R. 593-30 du code de l'environnement, le PUI est une des pièces du dossier adressé par l'exploitant à l'ASNR, en vue de la mise en service de son installation.

Les obligations de l'exploitant en termes de préparation et de gestion des situations d'urgence sont fixées par « l'arrêté INB ». La décision « urgence » de l'ASN précise les obligations des exploitants en matière de préparation et de gestion des situations d'urgence ainsi que les attentes de l'ASNR relatives au contenu des PUI. Cette décision transpose par ailleurs certains niveaux de référence établis par l'association des chefs d'autorités de sûreté nucléaire européennes (WENRA), et prend en compte le retour d'expérience de l'accident de Fukushima (locaux de gestion de crise, moyens de communication, exercices affectant simultanément plusieurs installations). Elle exige que les équipiers de crise participent à au moins une mise en situation ou un exercice par an et précise les informations que l'exploitant doit transmettre aux autorités.

Le **plan particulier d'intervention (PPI)** est établi par le préfet du département concerné en application du décret du 13 septembre 2005. Le PPI précise les premières actions de protection de la population à mettre en œuvre, les missions des différents services concernés, les schémas de diffusion de l'alerte ainsi que les moyens matériels et humains susceptibles d'être engagés pour la protection des populations. Les actions pour protéger la population sont notamment :

- la mise à l’abri et à l’écoute : les personnes concernées, alertées par une sirène, se mettent à l’abri chez elles ou dans un bâtiment, toutes ouvertures soigneusement closes, et y restent à l’écoute des consignes du préfet transmises par la radio ;
- l’ingestion de comprimés d’iode stable ;
- l’évacuation : les populations sont alors invitées à préparer un bagage, mettre en sécurité leur domicile et quitter celui-ci pour se rendre au point de rassemblement le plus proche ;
- des restrictions ou interdiction de consommation ou de commercialisation de denrées alimentaires.

La mise en œuvre de ces actions est décidée par le préfet. Toutefois, les PPI comprennent aussi une phase dite « réflexe » prévoyant l’alerte immédiate par l’exploitant, sur la base des critères définis dans son plan d’urgence interne, des populations situées, en général, dans un rayon de 2 km autour de l’installation, ainsi que les actions réflexes de mise à l’abri et à l’écoute.

Pour la phase d’urgence, des valeurs repères sont définies à l’article D. 1333-84 du code de la santé publique :

- une dose efficace de 10 mSv pour la mise à l’abri ;
- une dose efficace de 50 mSv pour l’évacuation ;
- une dose équivalente à la thyroïde de 50 mSv pour l’administration d’iode stable.

Les doses estimées sont celles supposées reçues jusqu’à la maîtrise des rejets dans l’environnement calculées généralement sur une période de 24 heures. En cas de doute sur la durée des rejets, la durée retenue pour le calcul n’excède pas une semaine.

De plus, une valeur de référence de 100 mSv reçue pendant toute la durée de la situation d’urgence radiologique et comprenant toutes les voies d’exposition est définie à l’article R. 1333-82 du code de la santé publique pour l’application du principe d’optimisation.

Les PPI permettent actuellement de planifier la réponse des pouvoirs publics dans les premières heures de l’accident pour protéger la population résidant jusqu’à une distance qui était jusqu’en 2016 de 10 km autour du réacteur affecté et qui a été depuis portée à 20 km. Les PPI intègrent aussi la préparation d’une évacuation « immédiate » dans un rayon de 5 km ainsi que la mise en place de mesures de restriction de consommation dès la phase d’urgence. L’élargissement du périmètre des PPI de 10 à 20 km est en ligne avec les doctrines internationales. Les distances indiquées sont valables pour les réacteurs électronucléaires. Ces distances sont différentes pour les autres types d’INB.

Le PPI s’inscrit dans le dispositif ORSEC, qui décrit les mesures de protection mises en œuvre lors de crises de grande ampleur. Ainsi, au-delà du périmètre établi par le PPI, le dispositif ORSEC départemental ou zonal, modulaire et progressif, s’applique pleinement. Le **dispositif « ORSEC »** (Organisation de la réponse de sécurité civile) est un programme d’organisation des secours à l’échelon départemental, en cas de catastrophe. Il permet une mise en œuvre rapide et efficace de tous les moyens nécessaires sous l’autorité du préfet. Ce dispositif prévoit des dispositions générales applicables en toute circonstance et des dispositions propres à certains risques particuliers ou liées au fonctionnement d’installations déterminées (plans particuliers d’intervention notamment).

Le **plan communal de sauvegarde** (PCS) vise à préciser les actions de gestion de crise à l’échelle communale.

### 16.1.3. Les acteurs en situation d'urgence au niveau national et local

En situation d'urgence, les principaux intervenants et décideurs sont :

- l'exploitant de l'installation nucléaire accidentée, qui met en œuvre l'organisation et les moyens définis dans son Plan d'Urgence Interne ;
- le préfet du département où se trouve l'installation, qui prend les décisions nécessaires pour assurer la protection de la population, de l'environnement et des biens menacés par l'accident. Il agit dans le cadre du PPI et des plans d'organisation de la réponse de la sécurité civile (ORSEC). Il veille à l'information des populations et des maires ;
- le maire de la commune, qui, par sa proximité, joue un rôle important dans l'anticipation et l'accompagnement des mesures de protection des populations ;
- l'ASNR, qui contrôle les actions de l'exploitant en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection. En situation d'urgence, il appartient à l'ASNR de faire des recommandations au Gouvernement et au préfet. Ces recommandations sont basées sur l'analyse de la situation réalisée par les experts de l'ASNR, qui porte à la fois sur le diagnostic de la situation (compréhension de la situation de l'installation accidentée, conséquences pour l'homme et l'environnement), sur le pronostic (évaluation des développements possibles, et notamment des rejets radioactifs), ainsi que sur les mesures dont elle dispose. Ces recommandations portent notamment sur les mesures à mettre en œuvre pour la protection sanitaire du public.

En cas de crise majeure nécessitant la coordination de nombreux acteurs, une **cellule interministérielle de crise (CIC)** est activée. Au sein de la CIC, les services des ministères concernés au titre de leur mission, ainsi que l'ASNR, s'organisent pour conseiller le Gouvernement sur les actions de protection à prendre. Ils fournissent les informations et avis susceptibles de permettre d'apprécier l'état de l'installation, l'importance de l'incident ou de l'accident, ses évolutions possibles et les actions nécessaires à la protection des populations et de l'environnement.

Le tableau 16-1 montre le positionnement des pouvoirs publics, de l'ASNR et des exploitants en situation d'urgence radiologique. Ces acteurs interviennent dans leurs champs de compétence et de responsabilités respectifs relatifs à l'expertise, à la décision, à l'action et à la communication, pour lesquels des audioconférences régulières sont organisées. Les échanges conduisent aux décisions et orientations relatives à la sûreté de l'installation et à la protection de la population. De même, les relations entre les cellules de communication et les porte-paroles des centres de crise assurent la cohérence de l'information du public et des médias.

|                                                                                      | Décision                                             | Expertise                                | Action                          | Communication               |
|--------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------|------------------------------------------|---------------------------------|-----------------------------|
| Pouvoirs publics                                                                     | Gouvernement (CIC)<br>Préfet (COD)                   | -                                        | Préfet (PCO)<br>Sécurité civile | Préfet (COD)                |
|                                                                                      | ASNR (Centre de crise) et représentant en préfecture | ASNR<br>Météo France                     | ASNR (cellules mobiles)         | ASNR                        |
| Exploitants                                                                          | Niveau national et/ou local                          | Niveau national et/ou local              | Niveau local                    | Niveau national et/ou local |
| CIC : Cellule interministérielle de crise<br>COD : Centre opérationnel départemental |                                                      | PCO : Poste de commandement opérationnel |                                 |                             |

Tableau 16-1 : Positionnement des différents acteurs en situation d'urgence radiologique

### 16.1.3.1. L'organisation de l'ASNR en situation d'urgence

L'ASNR dispose d'un dispositif d'astreinte 24h/24 et 7j/7. Son rôle est de gérer les situations de faible intensité (qui ne relèvent pas directement d'un critère de déclenchement d'un PUI) et de gérer, si nécessaire, le centre de crise.

Lors du déclenchement du PUI d'une INB, l'exploitant de cette INB active le système d'alerte de l'ASNR. Ce système permet la mobilisation rapide des agents de l'ASNR pour gérer les différents pôles du centre de crise et effectuer plusieurs missions au niveau local (appui au préfet, mobilisation de la cellule mobile, liaison sur site, etc.). Ce système diffuse également l'alerte à des agents de la Direction générale de la Sécurité civile et de la gestion des crises (DGSCGC), du Centre opérationnel de gestion interministérielle des crises (COGIC), de Météo-France et du Centre ministériel de veille opérationnelle et d'alerte (CMVOA). Pour les événements hors INB (sources, transports...), l'ASNR dispose d'un numéro vert à destination des responsables d'activités nucléaires.

Le centre de crise de l'ASNR est organisé autour d'une direction de crise et de différentes cellules spécialisées (cellules techniques, communication, relations internationales...). Il dispose en particulier de trois cellules techniques (évaluation de l'installation, évaluation des conséquences radiologiques et santé) permettant d'évaluer la situation et de produire des éléments d'expertise pour l'élaboration des recommandations aux pouvoirs publics. Il dispose également d'une cellule dédiée à l'international pour gérer les échanges d'informations avec la Commission européenne, les États membres (WebECURIE), l'AIEA (USIE) ainsi que les États voisins en cas d'accident à dimension transfrontalière.

Enfin, il est en relation avec les équipes locales, c'est-à-dire les inspecteurs envoyés au Centre opérationnel départemental (COD) pour appui au préfet et les équipes de la cellule mobile en charge de déployer des moyens de mesure sur le terrain. La « cellule mobile environnement » assure la coordination technique des mesures dans l'environnement, la réalisation de mesures directes de la radioactivité ou d'échantillons prélevés dans l'environnement, ainsi que l'examen de colis endommagés lors d'accident de transport de matières radioactives. Les « moyens mobiles homme » permettent la réalisation de mesures de la contamination interne des personnes. Enfin, les laboratoires situés à l'ASNR réalisent des expertises sur l'exposition des personnes (analyses radiotoxicologiques, anthroporadiométries, reconstitution dosimétrique), et analysent les échantillons prélevés dans l'environnement.

Le centre de crise de l'ASNR est raccordé à plusieurs réseaux de télécommunication indépendants, qui permettent de disposer de liaisons directes ou dédiées, sécurisées pour certaines. Il dispose d'équipements informatiques adaptés à sa mission, notamment pour la transmission directe de données techniques de l'exploitant ou du réseau de surveillance de mesures de la radioactivité en continu dans l'environnement.

Les moyens et l'organisation du centre de crise de l'ASNR sont régulièrement testés lors des exercices nationaux de crise et est activé en situation réelle, à l'occasion d'incidents ou d'accidents.

### 16.1.3.2. L'organisation d'EDF

L'organisation de crise du parc nucléaire EDF est conçue pour prendre en compte les situations d'urgence, afin notamment d'éviter tout rejet radioactif dans l'environnement ou de les limiter au maximum.

Elle est fondée sur deux niveaux :

- le niveau local sur chacun des sites sous la direction du directeur d'unité ou son représentant. Elle est structurée en équipes (ou postes de commandement – PC) qui couvrent les quatre grands domaines nécessaires à la gestion d'une crise (expertise, décision, action, communication) ;
- l'organisation nationale de crise (ONC), qui appuie le niveau local par des spécialistes des services centraux d'EDF.

Elle est gréée par des moyens humains et matériels mobilisables 24h/24 et 7j/7, sur appel d'une centrale nucléaire.

#### *Au niveau local*

Sur chacun des CNPE en fonctionnement du parc nucléaire, environ 70 personnes sont mobilisables en 1 heure :

- l'équipe de conduite du réacteur affecté constitue le poste de commandement local (PCL), sous la responsabilité du chef d'exploitation de quart ;
- le poste de commandement direction (PCD) local s'appuie sur deux équipes d'expertise :
  - l'équipe locale de crise (ELC), en charge des analyses concernant l'état de l'installation et des prévisions d'évolution ;
  - le poste de commandement des contrôles (PCC), responsable des évaluations des conséquences de l'accident sur les populations et l'environnement.

Ces deux équipes assurent l'information des équipes techniques nationales (EDF et ASNR) et informent régulièrement le PCD local des événements susceptibles de modifier la stratégie de gestion de crise.

- le poste de commandement de moyens (PCM) assure l'ensemble des actions d'intervention et de logistique du site :
  - protection du personnel, gestion des points de regroupement ;
  - maîtrise d'œuvre des télécommunications pour l'ensemble des PC ;
  - organisation des travaux et interventions particulières sur les matériels ;
  - soutien logistique aux secours externes et aux équipes de crise.

Il appartient au directeur du PCD d'apprécier la gravité de l'événement en fonction de critères prédéfinis pour déclencher le PUI.

### **Au niveau national**

L'organisation nationale de crise doit être opérationnelle, dans ses locaux à Paris et Lyon, sous deux heures. Elle mobilise environ 50 personnes, en alerte 300 autres. Elle comprend une cellule d'appui du concepteur du réacteur Framatome.

Le poste de commandement direction national (PCD-N) est dirigé par le responsable d'astreinte de la Direction de la DPN. Il coordonne les actions de l'ensemble de l'organisation de crise d'EDF, conseille la direction de la centrale nucléaire concernée par l'événement et assure l'information de la présidence d'EDF, des pouvoirs publics et de l'ASNR au niveau national. Il est appuyé par une équipe technique de crise nationale (l'ETC-N) qui a deux missions :

- fournir au PCD-N un diagnostic et un pronostic de la situation du site ;
- proposer au site des avis et recommandations pour la gestion de l'installation et l'évaluation des conséquences environnementales.

Par ailleurs, EDF a déployé la force d'action rapide nucléaire (FARN), intégrée à l'organisation de crise d'EDF capable d'apporter rapidement une aide matérielle et humaine à un site en difficulté, après décision du Directeur de crise national (PCD-N). La FARN est depuis le 1er janvier 2016 totalement opérationnelle pour l'ensemble du parc d'EDF.

La FARN est basée sur quatre sites et dispose d'une direction nationale (Direction de Crise). Elle est constituée de professionnels des centrales formés aux situations d'urgence qui s'entraînent pendant 50 % de leur temps. Son programme d'entraînement comprend au minimum cinq exercices annuels, mobilisant une centaine de personnes sur les sites du parc nucléaire EDF pendant une semaine et une dizaine d'exercices de postes de commandement.

Ainsi, la FARN peut :

- intervenir en moins de 24h, en continuité et en appui des équipes du site concerné dont les infrastructures d'accès pourront être partiellement détruites ;
- restaurer un accès au site, en concertation avec les pouvoirs publics ;
- agir en autonomie pendant plusieurs jours sur un site partiellement détruit (bâtiments tertiaires non sismiques par exemple) ;
- assurer des missions de sûreté en apportant des moyens complémentaires aux installations (source froide ultime, refroidissement de la piscine de désactivation....) ;
- fournir un soutien au CNPE dans la durée en particulier en matière de ravitaillement en carburant des diesels ou autres missions d'appui technique ;
- assurer une liaison permanente avec la direction et les équipes du site.

A la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima-Daiichi, deux autres évolutions majeures ont été définies pour renforcer la robustesse de l'organisation de crise :

- la construction de centres de crise locaux (CCL) sur chacun des sites, résistants à des agressions extrêmes, en remplacement des locaux de gestion de crise actuels est prévue d'ici à 2026. Le CCL de Flamanville est en exploitation depuis 2020. Ces CCL assurent une protection des équipes de crise aux agressions externes et à une éventuelle présence de radioactivité sur site ;
- l'évolution du PUI afin d'être en mesure de mettre en place une organisation de crise, même partielle en local, pour les aléas les plus sévères survenant sur le site. Dans ces cas, le Chef d'exploitation est en mesure,



si besoin, d'engager le gréement des organisations, avec l'appui, le cas échéant du niveau national, et à l'aide de moyens de télécommunication dédiés. Aussi, l'organisation de crise est rendue plus adaptable au travers du gréement local progressif du PUI (Plan d'Urgence Interne) et de la répartition des missions, en cas de difficultés d'accès sur site. Dans ce cadre, une démarche d'entraînement des équipes de conduite à l'inattendu a été engagée, au travers de mise en situation, avec l'aide d'outils pour partager les objectifs, définir les priorités et affecter les actions.

### Focus n°18 : Gérer les situations exceptionnelles

Dans le cadre de la continuité d'activité relative à la production électrique, la Division de production nucléaire a mis en place une organisation pilotée depuis le 1<sup>er</sup> janvier 2023 par la Direction de crise et maillée avec la Direction risque groupe d'EDF. Cette organisation s'appuie sur un guide de continuité d'activité décliné dans toutes les unités de la DPN. Ce guide sera définitivement mis en place au cours de l'année 2025 et il fait suite aux retours d'expérience de crises que la DPN a vécues ces dernières années. Ainsi, la Crise COVID de 2020-2021 vécue dans les conditions assez inédites de gestion technique et humaine d'une crise sanitaire majeure sur une durée très longue a permis d'alimenter la réflexion en profondeur et de s'interroger sur la capacité de la Division à ne pas interrompre la production électrique. Lors de l'hiver 2022-2023, un autre défi a été de maintenir la continuité de production électrique alors que le Groupe faisait face à une indisponibilité inédite de sa capacité de production nucléaire, notamment liée au phénomène de corrosion sous contrainte et au programme de visites décennales. Plus récemment, un nouveau défi a été l'organisation de la continuité d'activité dans le cadre des Jeux Olympiques de Paris, qui a nécessité l'adaptation du dispositif de réponse de la DPN, afin de garantir la pleine opérabilité des outils de réponse en cas de crise, malgré le renforcement des mesures de sécurité mises en place par l'État. Ainsi, le centre de gestion d'une crise nucléaire (LTCN) a été dupliqué (back up) sur un site différent de l'ordinaire avec l'adaptation du gréement des ressources.

Ces dispositions permettent donc de maintenir la continuité de la production électrique tout en garantissant des ressources indispensables à la gestion de la sûreté des CNPE et des crises nucléaires. Ces dispositions sont au final pilotées par une organisation complémentaire et indépendante de la gestion de crise nucléaire, fortement maillée avec la Direction risque groupe et dont le réseau de correspondants métiers est mobilisable immédiatement et quelle que soit la typologie de crise rencontrée (sanitaire, combustible, transport, cyber, ...).

#### 16.1.3.3. L'organisation du CEA

En cas de crise survenant sur une installation exploitée par le CEA, celui-ci mobilise son organisation de crise, d'une part pour gérer la situation sur l'installation et d'autre part pour assurer les relations avec les pouvoirs publics. Cette organisation intègre un niveau local et un niveau national.

Le centre en situation de crise (échelon local) :

- gère l'intervention au sein du centre CEA concerné ;
- assure la communication du centre en crise en direction des médias locaux, en liaison avec la préfecture ;
- est chargé des relations avec la préfecture et le centre de crise de l'ASNR.

La direction générale du CEA (échelon central) :

- oriente l'intervention du CEA au niveau national ;
- est chargé de la communication en direction des médias nationaux ;



- est chargée des relations avec les pouvoirs publics au niveau national.

Pour remplir leur rôle, l'échelon local et l'échelon central s'appuient sur des postes de commandement direction local (PCD-L) ou national (PCD-N) :

- le PCD-L est placé sous la responsabilité du directeur de centre ou de son représentant. Il est composé d'une cellule décisionnelle, d'une équipe technique de crise locale (ETC-L), d'une équipe de contrôle, d'une équipe opérationnelle, d'une cellule de communication et d'une cellule de presse ;
- le PCD-N est placé sous la responsabilité de l'administrateur général ou de son représentant. Il comprend une cellule décisionnelle, une équipe technique de crise centrale (ETC-N), une cellule de communication et une cellule de presse.

Les cellules de communication et de presse, en accord avec le PCD-L ou le PCD-N, élaborent les communiqués de presse, répondent aux appels extérieurs et gèrent les interviews.

Il appartient au directeur du centre CEA concerné par la crise ou à son représentant d'apprécier la gravité de l'événement en fonction de critères prédéfinis pour déclencher le PUI.

#### 16.1.3.4. *L'organisation de l'Institut Laue-Langevin (ILL)*

Dans le cas d'une crise survenant dans l'installation exploitée par l'ILL, celui-ci mobilise son organisation de crise, d'une part pour gérer la situation sur l'installation et d'autre part pour assurer les relations avec les pouvoirs publics.

L'ILL joue un rôle au niveau local et national.

En situation de crise, l'ILL :

- gère l'intervention à l'intérieur de l'établissement ;
- assure la communication en direction des médias, en liaison avec la préfecture ;
- est chargé des relations avec la préfecture et le centre de crise de l'ASNR ;
- est chargé des relations avec les pouvoirs publics au niveau national.

Pour mener ces actions, l'ILL s'appuie sur son poste de commandement direction, le PCD :

- le PCD est placé sous la responsabilité du directeur de l'ILL et du chef de la division réacteur, ou de leurs représentants. Il est composé d'une cellule décisionnelle ;
- le PCD s'appuie sur une équipe technique de crise (ETC), un poste de commandement technique (PCT), une cellule de communication (délégué à la communication et PCD média).

En accord avec le PCD, le délégué à la communication et les correspondants communication réalisent les communiqués de presse et la communication interne, gèrent les interviews et répondent aux appels extérieurs.

Il appartient au chef de la division réacteur ou à son représentant d'apprécier la gravité de l'événement en fonction de critères prédéfinis pour déclencher le PUI.

L'ILL est équipé d'un poste de commandement de secours (PCS3) conservant ses fonctionnalités, y compris notamment en cas de séisme, d'inondation ou d'accident chimique pris en compte pour la définition du « noyau dur ».

#### 16.1.4. Formation et exercices

##### *Les exercices locaux de crise nucléaire à EDF, au CEA et à l'ILL*

Les dispositions de maintien des compétences des agents EDF, obtenues par des formations et des exercices d'entraînement, sont définies dans le Plan d'Urgence Interne du Site dans le respect de la décision « urgence ». En application de cette réglementation, chaque site établit, tient à jour et met en œuvre un programme pluriannuel et un calendrier prévisionnel annuel des exercices. Les exercices de crise organisés par les pouvoirs publics sont inclus dans cette planification. Ainsi, au moins un exercice de crise est réalisé chaque année dans chaque établissement.

La formation et le maintien des compétences passent principalement par des exercices de crise organisés par le CEA de façon régulière au cours de l'année. Ces exercices mettent en œuvre les cellules de crise locales et nationales avec les équipes techniques de crise et le commandement. Chaque équipier participe à plusieurs types d'exercices selon l'installation ou activité visée.

Chaque année, l'ILL réalise des exercices dont certains avec déclenchement du PUI et un réalisé avec la participation des forces d'intervention extérieures (forces locales d'intervention du CEA et/ou le SDIS). Les scénaristes et les participants sont choisis afin de faire participer tous les équipiers de crise à tour de rôle.

##### *Les exercices nationaux de crise nucléaire*

Annuellement, l'ASNR, en liaison avec le Secrétariat général de la défense et de la sécurité nationale (SGDSN), la DGSCGC et l'ASND, prépare le programme des exercices nationaux d'urgence nucléaire et radiologique concernant les INB et les transports de substances radioactives. Ce programme est annoncé aux préfets par instruction interministérielle et prend en compte le retour d'expérience des situations réelles (nationales et internationales) et des exercices de l'année précédente.

Les exercices permettent aux acteurs impliqués de capitaliser les connaissances et expériences sur la gestion des situations d'urgence, en particulier pour les quelques 300 intervenants de terrain mobilisés pour chaque exercice. Ils permettent :

- de mesurer le niveau de préparation de chaque préfecture et des autres acteurs impliqués ;
- de s'assurer que les plans ainsi que les procédures d'alerte et de notification rapide des instances internationales qu'ils comportent sont tenus à jour et qu'ils sont bien connus de l'ensemble des responsables et intervenants ;
- d'entraîner les personnes susceptibles d'être impliquées ;
- de mettre en œuvre les différents aspects de l'organisation de crise, ainsi que les procédures prévues dans les différents plans et référentiels : plan national, référentiels interministériels, plans de secours et plans communaux de sauvegarde ;
- de contribuer à l'information des médias et des populations ;
- de développer une approche pédagogique à destination de la société civile permettant à chacun de concourir à sa propre sécurité, par l'adoption des bons comportements.

L'ASNR s'investit également dans la préparation et la réalisation d'autres exercices de crise ayant un volet sûreté nucléaire organisés par d'autres acteurs tels que :

- ses homologues en charge de la sécurité nucléaire (haut-fonctionnaire de défense et de sécurité – HFDS – auprès du ministre en charge de l'énergie) ou pour les installations relevant de la défense (ASND) ;
- les instances internationales (AIEA, Commission européenne, AEN) ;

- les ministères (santé, intérieur, etc.).

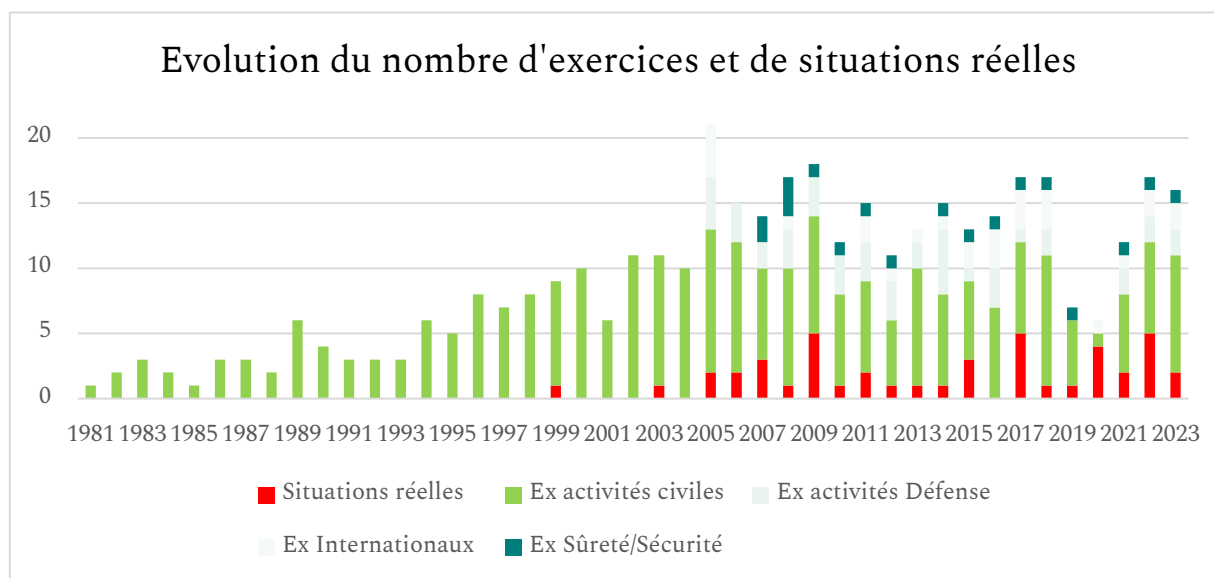


Figure 16-1 : Nombre d'exercices et de situations d'urgence

Des réunions d'évaluation sont organisées immédiatement après chaque exercice dans chaque centre de crise puis, à l'ASNR, quelques semaines après l'exercice. L'ASNR veille, avec les autres acteurs, à identifier les bonnes pratiques et les axes d'amélioration mis en évidence lors de ces exercices. Des réunions de retour d'expérience sont également organisées pour exploiter les enseignements des situations réellement survenues.

Par ailleurs, l'ASNR réunit chaque année l'ensemble des acteurs pour tirer les enseignements des exercices afin d'améliorer l'organisation dans son ensemble. Ces réunions permettent aux acteurs de partager leur expérience dans le cadre d'une démarche participative. Elles ont notamment mis en évidence l'importance d'avoir des scénarios permettant de répondre aux objectifs des préfectures (implication des communes du périmètre PPI, test du plan ORSEC iode...), d'élaborer des messages d'alerte clairs et précis pour les préfets, d'organiser des sessions de sensibilisation au risque nucléaire de tous les acteurs des autorités publiques.

Les exercices ont aussi mis en évidence :

- la nécessité de jouer à fréquence rapprochée des exercices comportant une simulation de l'organisation de crise gouvernementale (CIC) ;
- l'importance de la communication en situation d'urgence, en particulier :
  - pour informer au plus tôt le public et les autorités étrangères et ainsi éviter la propagation de rumeurs susceptibles d'empêcher une bonne gestion de la crise, en France comme à l'étranger ;
  - en annonçant des périmètres majorants de restriction de consommation et de commercialisation lorsque les décisions sont fondées sur des simulations de dépôts : ces périmètres sont ensuite réduits lors de la disponibilité des mesures sur le terrain ;
- la nécessité d'accroître le nombre d'exercices ou d'entraînement simulant un accident de transport, en jouant à la fois la partie terrain et la partie centres décisionnels ;
- l'intérêt de fournir aux décideurs une vision claire des conséquences radiologiques sous forme de représentations cartographiques.

### ***Les exercices internationaux et la coopération internationale***

L'ASNR entretient des relations internationales permettant d'échanger sur les bonnes pratiques qui ont pu être observées lors d'exercices qui se sont déroulés à l'étranger. Dans ce cadre, de, l'ASNR a :

- participé en 2023 à l'exercice international INEX 6, organisé sous l'égide de l'AEN, et dont un des objectifs majeurs était la gestion de la phase post-accidentelle d'un accident nucléaire ;
- reçu des délégations étrangères en tant qu'observateurs à des exercices organisés par la France (exercice en 2023, sur la centrale de Chooz et sur le réacteur ILL de Grenoble) ;
- participé à l'observation d'exercices organisés par des pays étrangers (Suisse (2022), Afrique du Sud (2024)) ;
- participé à des exercices ConvEx, organisés sous l'égide de l'AIEA, et ECUREX, sous l'égide de la Commission européenne.

Par ailleurs, concernant l'assistance internationale, l'ASNR dispose d'une banque de données recensant les moyens techniques et humains nationaux disponibles en cas d'accident ou de situation d'urgence radiologique et fait partie depuis août 2008 des autorités compétentes ayant enregistré leurs moyens d'assistance internationale auprès du réseau de réponse aux demandes d'assistance (RANET).

## **16.2. Information du public et des pays voisins**

Comme le montre le tableau 16-1, différents acteurs interviennent dans le champ de la communication en situation d'urgence radiologique. Les relations entre les cellules de communication et les porte-parole des centres de crise assurent la cohérence de l'information du public et des médias.

L'exploitant à l'origine d'une situation d'urgence radiologique informe sans délai les autorités compétentes de la survenance de la situation d'urgence radiologique. Le préfet veille à l'information des populations et des maires. L'ASNR a vocation à accompagner la communication des pouvoirs publics en apportant des informations pédagogiques sur la situation, en mettant en perspective les risques, et en rendant compte des résultats de mesure de radioactivité dans l'environnement.

L'ASNR intervient à plusieurs niveaux dans la diffusion de l'information auprès :

- des médias et du public : l'ASNR contribue à l'information des médias, du public et des parties prenantes sous différentes formes (communiqués, conférences de presse) ; il importe que cette action soit assurée en étroite coordination avec les autres entités amenées à communiquer (préfet, exploitant aux niveaux local et national...) ;
- des institutionnels : l'ASNR tient informés le Gouvernement, les ministères concernés ainsi que le SGDSN chargé d'informer le Président de la République et le Premier ministre ;
- des organismes de sûreté étrangers.

### ***Information du public***

La réglementation française (article R. 741-26 de la sécurité intérieure et arrêté du 5 janvier 2006 relatif à la consultation du public sur le projet de plan particulier d'intervention de certaines installations, code de l'environnement (article R.125-14) comporte des exigences d'information du public sur la nature des risques d'accident liés aux installations, sur les conséquences envisagées des accidents, sur les mesures de sécurité prévues et sur la conduite à tenir en cas d'accident, avec notamment l'élaboration et la diffusion proactive auprès de la population de brochures sur les dispositions prévues dans le PPI.

Pour chaque exercice, l'autorité locale (préfecture) organise une réunion publique afin d'informer le public sur l'exercice, le risque nucléaire et le comportement à adopter en cas d'accident.

Le Maire constitue aussi un relais d'information et de sensibilisation auprès des populations.

### ***Coordination transfrontalière***

Compte tenu des répercussions potentielles qu'un accident peut avoir à l'étranger, il importe que les informations et les interventions des différents pays concernés soient les mieux coordonnées possibles. À cette fin, l'AIEA et la Commission européenne proposent aux États membres des outils permettant la notification et l'assistance en cas d'urgence radiologique. L'ASNR a contribué activement à l'élaboration de ces outils, notamment l'outil de l'AIEA, USIE (Unified System for Information Exchange in Incidents and Emergencies). Ces outils sont testés lors des exercices.

La France a signé les deux conventions internationales sur la notification rapide d'un accident nucléaire et sur l'assistance en cas d'accident nucléaire ou de situation d'urgence radiologique adoptées le 26 septembre 1986 par l'AIEA, et applique la décision Euratom du 14 décembre 1987 concernant les modalités communautaires pour l'échange rapide d'informations dans une situation d'urgence radiologique. L'ASNR assure la mission d'autorité compétente au titre de ces deux conventions. À ce titre, elle réalise le recueil et la synthèse d'informations en vue d'assurer ou de recevoir les notifications et transmettre les informations prévues par ces conventions aux organisations internationales (AIEA et Union européenne) et aux pays concernés par d'éventuelles conséquences sur leur territoire, en particulier aux pays frontaliers pour leur permettre de prendre les mesures nécessaires de protection des populations.

En 2014, les associations HERCA et WENRA ont adopté une approche commune pour une meilleure coordination transfrontalière des actions de protection durant la première phase d'un accident nucléaire. Cette approche préconise :

- hors situation d'urgence, des échanges entre pays permettant de favoriser une meilleure connaissance et compréhension mutuelle des organisations de crise ;
- en cas de situation d'urgence :
  - si les organisations de crise reçoivent des informations suffisantes pour fonctionner normalement durant les premières heures d'une situation d'urgence, un alignement des mesures de protection des populations des pays voisins sur celles décidées par le pays où l'accident s'est produit est recherché ;
  - en cas de situation, même très improbable, qui nécessiterait des mesures urgentes de protection des populations mais où très peu d'informations seraient disponibles, des mesures prédéfinies à mettre en œuvre de façon « réflexe » par le pays où l'accident a eu lieu.

Afin de mettre en œuvre ces principes, un niveau de préparation coordonné minimal est nécessaire. Ainsi, HERCA et WENRA considèrent qu'en Europe :

- l'évacuation des populations devrait être préparée jusqu'à 5 km autour des centrales nucléaires, et la mise à l'abri et l'ingestion de comprimés d'iode stable jusqu'à 20 km ;
- une stratégie globale devrait être définie pour être capable d'étendre, si nécessaire, l'évacuation jusqu'à 20 km et la mise à l'abri et l'ingestion de comprimés d'iode stable jusqu'à 100 km.

L'ASNR participe au groupe de travail « Emergencies » rapportant à l'association HERCA. Ce groupe est chargé de proposer des actions de protection des populations harmonisées au plan européen d'une part en cas

d'accident en Europe et d'autre part en cas d'accident plus lointain à la lumière des enseignements de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi.

### **Focus n°19 : Renforcer la coopération transfrontalière**

En 2023, l'ASN a monté un groupe de travail avec le Luxembourg et l'Allemagne pour mettre en place des dispositions opérationnelles d'échanges d'informations en situation d'urgence radiologique.

Dans le cadre de ces travaux, l'ASN a invité le Luxembourg et l'Allemagne à tester, lors de l'exercice de crise sur le CNPE de Civaux de janvier 2024, des nouvelles modalités d'échanges et de coordination entre autorités. Ce dispositif repose notamment sur un cycle régulier de visioconférences entre pays frontaliers, coordonnées avec la gestion de la crise par la préfecture, pour échanger sur la situation technique de l'installation accidentée ainsi que sur les actions de protection de la population envisagées.

Dans la mesure où le CNPE de Civaux est situé loin des frontières allemandes et luxembourgeoises, ces actions transfrontalières ont été simulées uniquement entre autorités.

Cet exercice a permis de tester le caractère opérationnel des dispositifs d'échanges mis en place. Compte tenu du retour positif de cette expérimentation, il est envisagé de poursuivre avec d'autres pays frontaliers en s'appuyant sur des exercices nationaux.

### ***Les relations bilatérales***

L'ASNR a des relations bilatérales dans le domaine de la gestion de crise avec ses homologues européennes, notamment avec l'Allemagne, la Belgique, le Luxembourg et la Suisse.

Dans ce cadre, des délégations allemandes et luxembourgeoises ont été invitées à observer un exercice national au centre d'urgence en 2023. En janvier 2024, les luxembourgeois et les allemands ont participé à l'exercice de Civaux (voir Focus 19) pendant lequel a été testée la chaîne d'alerte et d'information des services, des collectivités et des pays frontaliers (Allemagne et Luxembourg).

Réciproquement, des agents de l'ASN ont été invités à observer des exercices de réponse à une situation d'urgence nucléaire ou radiologique à l'étranger (voir § 16.1.4).

## Article 17 Choix de site

### ARTICLE 17 CHOIX DE SITE

*Chaque Partie contractante prend les mesures nécessaires pour que les procédures appropriées soient mises en place et appliquées en vue :*

- i) d'évaluer tous les facteurs pertinents liés au site qui sont susceptibles d'influer sur la sûreté d'une installation nucléaire pendant la durée de sa vie prévue ;*
- ii) d'évaluer les incidences qu'une installation nucléaire en projet est susceptible d'avoir, du point de vue de la sûreté, sur les individus, la société et l'environnement ;*
- iii) de réévaluer, selon les besoins, tous les facteurs pertinents mentionnés aux alinéas i) et ii) de manière à garantir que l'installation nucléaire reste acceptable du point de vue de la sûreté ;*
- iv) de consulter les Parties contractantes voisines d'une installation nucléaire en projet dans la mesure où cette installation est susceptible d'avoir des conséquences pour elles, et, à leur demande, de leur communiquer les informations nécessaires afin qu'elles puissent évaluer et apprécier elles-mêmes l'impact possible sur leur propre territoire de l'installation nucléaire du point de vue de la sûreté.*

## 17.1. Évaluation des facteurs liés au site

### 17.1.1. Le cadre réglementaire

Le code de l'environnement précise les différentes procédures en vigueur pour la création et la mise en service, la modification, la mise à l'arrêt et le démantèlement d'une INB, qui sont présentées au § 7.2.2 du présent rapport. En particulier, la demande d'autorisation de création est accompagnée de la version préliminaire du rapport de sûreté.

Le code de l'environnement (article R. 593-18) définit le contenu de la version préliminaire du rapport de sûreté : le rapport de sûreté expose, notamment, les dangers que peut présenter l'INB en cas d'accident, que celui-ci soit ou non de nature radiologique. A cet effet, il décrit les accidents pouvant intervenir, que leur cause soit d'origine interne ou externe et leurs conséquences. L'exploitant prend en compte en particulier l'impact des installations qui sont susceptibles d'aggraver les risques d'accident et leurs effets.

L'article 3.1 de l'arrêté INB dispose que « la mise en œuvre du principe de défense en profondeur s'appuie notamment sur le choix d'un site adapté, tenant compte notamment des risques d'origine naturelle ou industrielle pesant sur l'installation. ».

L'article 3.6 de l'arrêté INB précise les agressions externes à retenir. Les méthodes acceptables pour la caractérisation des aléas liés au site font l'objet de règles fondamentales de sûreté ou guide, notamment concernant la géologie du site (RFS 1.3.c), les conditions sismiques (RFS I.2.c et RFS 2001-01), les risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication (RFS 1.2.d), le risque d'inondation externe (guide n°13). En particulier :

- la RFS 2001-01 préconise l'utilisation d'une approche déterministe pour définir les sollicitations sismiques à prendre en compte dans la démonstration de sûreté. Cette approche comporte la détermination du séisme maximum historique vraisemblable (SMHV), puis la définition du séisme majoré de sécurité (SMS) par l'ajout d'un degré supplémentaire d'intensité. Il est vérifié que l'installation peut être ramenée et maintenue dans des conditions d'arrêt sûr après un séisme au moins équivalent au séisme majoré de sécurité (SMS).

Certains SSC comportent donc des exigences sismiques (SSC dit « classé séisme ») compte tenu de leur rôle pour la sûreté ;

- le guide n°13 prend en compte le retour d'expérience de l'inondation de 1999 du site du Blayais. Il détaille les recommandations visant à évaluer et à quantifier les risques d'inondation externe des INB et à définir les moyens de protection adaptés pour y faire face. La définition des aléas à prendre en compte s'appuie sur un état approfondi des connaissances des différents domaines concernés et notamment de l'hydrologie et de la météorologie (prise en compte de onze aléas différents). Elle s'appuie sur des méthodes déterministes, intégrant des majorations et des combinaisons intégrées aux aléas, en tenant compte d'un objectif « probabiliste » de dépassement de  $10^{-4}$  par an.

### 17.1.2. Les dispositions prises à la conception des réacteurs

Les risques associés aux facteurs liés au site (sismicité, hydrologie, météorologie, environnement industriel et voies de communication) sont analysés dans les études liées aux agressions externes. Les études sont faites en tenant compte des recommandations des Règles Fondamentales de Sûreté (RFS) et guides concernés.

Les rapports de sûreté (RDS) comportent un chapitre dédié « site et environnement », qui traite les thèmes relatifs aux caractéristiques des sites. Ce chapitre identifie les facteurs liés au site, susceptibles d'avoir une influence sur la sûreté de l'installation.

#### *Séisme*

Le séisme est un risque pris en compte à la conception des installations. Les exploitants des futurs réacteurs (EPR2, RJH) s'appuient sur la méthodologie déterministe de la RFS 2001-01 pour définir l'aléa sismique en tenant compte des caractéristiques de leur site

Par ailleurs, EDF retient pour l'EPR2 :

- une démarche « séisme événement », qui est mise en œuvre afin de prévenir l'agression d'un SSC nécessaire en cas de séisme par un équipement non classé au séisme ;
- la perte des alimentations électriques externes à la suite d'un séisme dans la mesure où elles ne sont pas prévues pour résister au séisme. Ceci est considéré dans la démonstration de sûreté ;
- des exigences de tenue au SMS des Dispositions de Protection Contre l'Incendie (DPCI : sectorisation incendie, détection et systèmes d'extinction fixes) contribuant à la sûreté nucléaire.

En cas de désordres majeurs des voiries et ouvrages d'art limitant l'accès au site après un séisme, l'organisation de crise fait appel aux pouvoirs publics qui, en complément du déclenchement éventuel du PPI (plan particulier d'intervention), mettent en œuvre des dispositions spécifiques pour restaurer l'accès au site du personnel nécessaire.

#### *Inondations externes*

L'inondation est un risque pris en compte à la conception des installations.

#### Réacteurs électronucléaires

EDF mène une analyse de sûreté, pour chaque site, établissant la liste des systèmes et SSC nécessaires pour rejoindre un état sûr et le maintenir. Afin de garantir l'absence d'eau dans les locaux abritant ces SSC à protéger en cas d'inondation, EDF a adopté une démarche en deux étapes :

- comparaison de la côte d'eau susceptible d'être atteinte aux différents points possibles d'entrée de l'eau ;



- identification des dispositions matérielles et d'exploitation visant à protéger l'installation contre ces entrées d'eau :
  - les dispositions matérielles concernent le génie civil, du matériel spécifique (matériels électriques, contrôle-commande, mécanique, etc.).
  - les dispositions d'exploitation concernent des systèmes d'alerte en cas d'aléa prédictible susceptible de conduire à une inondation du site, des conventions avec des organismes internes ou externes à EDF, des procédures locales...

#### Réacteurs autres qu'électronucléaires

Le CEA a conduit l'analyse de sûreté du réacteur RJH en identifiant les locaux accueillant des équipements ou matériels permettant la mise et le maintien à l'état sûr du réacteur. Les dispositions d'altimétrie et de dimensionnement de l'installation (incluant des dispositifs de drainage) permettent d'exclure les éventuelles conséquences de remontées d'eau (remontée de nappe phréatique, précipitations, crues de rivières ou de plans d'eau, rupture d'ouvrages, de capacités ou de canalisations). Des dispositions constructives ont également été prises pour limiter les risques de ruissellement sur l'installation. Elles consistent notamment à prévoir des pentes dirigées à l'opposé des bâtiments ainsi qu'à mettre en place un réseau d'évacuation des eaux pluviales.

#### **Conditions climatiques**

La conception des réacteurs intègre la protection vis-à-vis des agressions externes liées aux conditions climatiques. Celles-ci comprennent la protection contre la neige et le vent, la protection contre les températures froides, la protection contre la canicule.

#### Réacteurs électronucléaires

La démarche retenue par EDF pour la conception des EPR2 vise à s'assurer :

- de la tenue à la neige et au grand vent des bâtiments et structures jouant un rôle vis-à-vis de la sûreté ;
- de la tenue à la neige et au grand vent des équipements situés à l'extérieur des bâtiments et jouant également un rôle vis-à-vis de la sûreté ;
- du maintien des conditions d'ambiance satisfaisantes pour les systèmes dont la défaillance est susceptible de nuire à l'accomplissement des fonctions fondamentales de sûreté. Les systèmes de ventilation, chauffage et refroidissement sont dimensionnés à cette fin.

Les effets de la neige et du grand vent sont analysés conformément aux règles sur les constructions (NV65 ou Eurocodes).

#### Réacteurs autres qu'électronucléaires

Le CEA a pris en compte à la conception du RJH les conditions climatiques liées aux températures extrêmes ainsi qu'au vent et à la neige. Les structures de génie civil et les toitures sont dimensionnées aux sollicitations maximales de référence définies pour le centre de Cadarache. Vis-à-vis des températures extrêmes, des dispositions matérielles sont mises en place pour maintenir une température ambiante acceptable dans les locaux accueillant des SSC jouant un rôle dans le passage et le maintien à l'état sûr du réacteur.

#### **Environnement industriel et voies de communication**

Les risques dus à l'environnement industriel et aux voies de communication sont évalués dans le rapport de sûreté de chaque site en tenant compte des spécificités locales (recensement des installations, industries et

types de marchandises transportées dans le voisinage, aérodromes ou aéroports se trouvant dans un rayon susceptible d'impacter l'installation).

#### Réacteurs électronucléaires

La démonstration de sûreté par EDF pour la conception des EPR2 repose sur :

- une démarche déterministe, en s'assurant que la distance d'effet des phénomènes physiques est inférieure à la distance séparant les SSC, nécessaires à l'accomplissement des fonctions de sûreté, de la source des phénomènes physiques susmentionnés ;
- une démarche probabiliste, lorsque la démarche déterministe ne permet pas d'exclure le risque ; elle consiste à vérifier que la probabilité de dégagement radioactif inacceptable est suffisamment faible ( $\leq$  ordre de grandeur de  $10^{-7}$ /réacteur.an par famille d'agressions et  $10^{-6}$ /réacteur.an pour l'ensemble des agressions d'origine extérieure liées aux activités humaines- voir RFS I.2.d).

Conformément aux objectifs de sûreté des réacteurs de 3<sup>ème</sup> génération, la conception des EPR2 est renforcée contre la chute d'avions. Outre la prise en compte déterministe de la chute d'un avion commercial, l'ASN a demandé à EDF de prendre en compte de manière déterministe la chute accidentelle d'un aéronef militaire en retenant, en termes d'objectif de sûreté, l'absence d'impact radiologique hors du site ou bien un impact radiologique mineur.

#### Réacteurs autres qu'électronucléaires

Compte tenu de l'environnement industriel et des voies de communication, le CEA a analysé les risques d'agressions externes spécifiques (explosion externe, dérive de nuages toxiques ou explosifs, émission de nuages ou nappes de matières toxiques ou agression à caractère radiologique) sur l'installation RJH.

Une étude probabiliste basée sur le trafic réel, par type d'aéronefs, du risque de chute d'avion sur les « cibles » potentielles de l'installation RJH a permis de définir les caractéristiques de cette agression pour le réacteur RJH.

### **17.1.3. Le contrôle de l'ASNR**

Dans le cadre de l'instruction de la demande d'autorisation de création, l'ASNR examine les agressions externes naturelles ou anthropiques liées au site et évaluées selon les dernières connaissances disponibles. L'instruction porte sur les niveaux d'aléas retenus et sur les dispositions de conception et d'exploitation prévues par l'exploitant pour faire face aux agressions considérées. Cet examen est similaire à celui réalisé dans le cadre des réexamens périodiques. L'ASNR s'assure aussi que l'exploitant intègre à la conception, soit des marges de dimensionnement, soit des capacités d'adaptation de l'installation, du fait que cette installation est destinée à être exploitée pendant plusieurs décennies.

## **17.2. Incidences de l'installation sur les individus, la société et l'environnement**

### **17.2.1. Le cadre réglementaire**

Le code de l'environnement précise les différentes procédures en vigueur pour la création et la mise en service, la modification, la mise à l'arrêt et le démantèlement d'une INB, qui sont rappelées au § 7.2.2 du présent rapport. En particulier, la demande d'autorisation de création est accompagnée d'une étude d'impact.

Le code de l'environnement (article R. 593-17) indique le contenu de l'étude d'impact, qui doit notamment présenter :

- les incidences notables que le projet d'installation est susceptible d'avoir sur l'environnement, en distinguant les différentes phases de construction et de fonctionnement de l'installation ;
- l'évaluation de l'exposition du public aux rayonnements ionisants du fait de l'installation, en prenant en compte notamment les irradiations provoquées directement par l'installation et les transferts de radionucléides par les différents vecteurs, y compris les chaînes alimentaires.

### 17.2.2. Les dispositions prises pour les réacteurs

L'étude d'impact est une des pièces du dossier adressé par l'exploitant à l'ASNR lors de la demande d'autorisation de création du réacteur. Cette étude est mise à jour dans le dossier de demande d'autorisation de mise en service. Elle comprend notamment une étude de l'impact de ses rejets d'effluents radioactifs ou chimiques sur l'environnement et la santé des populations et une présentation des mesures retenues pour éviter, réduire et/ou compenser les effets de l'installation.

### 17.2.3. Le contrôle de l'ASNR

Dans le cadre de ces procédures, l'ASNR instruit l'étude d'impact transmise par l'exploitant, notamment en ce qui concerne les rejets dans l'environnement d'effluents radioactifs ou chimiques, liquides ou gazeux, issus du fonctionnement normal de l'installation et l'évaluation de leurs impacts sur l'homme, la faune et la flore. L'ASNR contrôle en particulier que l'exploitant met en œuvre les meilleures techniques disponibles pour éviter ou à défaut pour réduire autant que raisonnablement possible ces rejets.

A l'issue de son instruction, l'ASNR édicte des prescriptions fixant en particulier les limites d'autorisation des rejets radioactifs ou chimiques dans l'environnement liés au fonctionnement normal de l'installation, les modalités de rejets et les dispositions de surveillance associées (voir § 15.1.2.2).

## 17.3. Réévaluation des facteurs liés au site

### 17.3.1. Le cadre réglementaire

Le code de l'environnement (L. 593-18) précise que l'exploitant d'une installation nucléaire de base procède périodiquement au réexamen de la sûreté de son installation en prenant en compte les meilleures pratiques internationales. « *Ce réexamen doit permettre [...] d'actualiser l'appréciation des risques ou inconvénients que l'installation présente [...], en tenant compte notamment de l'état de l'installation, de l'expérience acquise au cours de l'exploitation, de l'évolution des connaissances et des règles applicables aux installations similaires* ». En application de cet article, les agressions externes doivent être réévaluées dans le cadre des réexamens périodiques réalisés tous les dix ans en tenant compte de l'évolution des connaissances et les rapports de sûreté sont mis à jour en conséquence.

### 17.3.2. Les dispositions prises pour les réacteurs

#### Réexamen périodique

Les risques associés aux facteurs liés au site (sismicité, hydrologie, météorologie, environnement industriel et voies de communication) sont analysés dans les études liées aux agressions externes et sont réévalués lors des réexamens périodiques ou à la suite de certains événements exceptionnels.

L'évolution de ces facteurs est identifiée dans un chapitre du rapport de sûreté mis à jour à cette occasion et l'étude de sûreté est actualisée si nécessaire, en tenant compte de ces facteurs actualisés.

Pour ce qui concerne les conditions climatiques, EDF réalise une veille climatique afin d'évaluer les évolutions éventuelles des aléas résultant du changement climatique et de vérifier leurs impacts sur le dimensionnement des installations. A ce titre, EDF a mis en œuvre une démarche, réalisée avec la même périodicité que la publication des rapports du Groupe d'experts intergouvernemental sur l'évolution du climat (GIEC) définissant :

- les aléas climatiques dont l'évolution est plausible ou certaine, ce qui pourrait conduire à réévaluer les valeurs du référentiel ;
- les critères portant sur des événements climatiques qui déclenchent une analyse approfondie (notion d'événement climatique majeur), afin de garantir le caractère enveloppe des aléas climatiques sur la période séparant deux réexamens.

#### **Focus n°20 : Le projet ADAPT – Une approche systémique et évolutive pour anticiper l'adaptation de demain du parc nucléaire en contexte de changement climatique**

En complément de la démarche de prise en compte du changement climatique au sein du processus de réexamen périodique, le Groupe EDF a développé une approche systémique et évolutive pour assurer la résilience – dans la durée – des installations de production d'électricité du Groupe aux enjeux climatiques. Pour les installations nucléaires et thermiques en exploitation, cette approche est incarnée par le « projet ADAPT ».

L'approche systémique est mise en œuvre sur l'ensemble des éléments immobiliers, logistiques, techniques ou humains jouant un rôle dans la production d'électricité d'une installation nucléaire. L'évolution sous changement climatique de l'ensemble des composantes ayant un impact sur les activités de production d'électricité est étudiée :

- Ressource en eau au niveau des sites de production : débits des rivières, niveau de la mer, qualité de l'eau, consommation d'eau, etc.
- Capacité des installations industrielles à produire de l'électricité : rendement de l'installation, marges d'exploitation, etc.
- Capacité de la supply chain à assurer ses fonctions : approvisionnement (combustible, pièces détachées, ...), conditions de travail, sous-traitance, etc.
- Territoires situés aux alentours de l'installation nucléaire pour garantir la pérennité de leur symbiose.

Pour cela, le projet ADAPT utilise toute l'expertise de sa division de R&D – via son service climatique, pour comprendre l'ensemble des facettes du changement climatique (e.g. veille scientifique, récupération des projections climatiques ayant servi à l'élaboration des rapports du GIEC, partenariats académiques, etc.) et quantifier – via des méthodes spécifiques – les conséquences locales de celui-ci, au niveau de chacun de ses sites d'activité et à différents horizons de temps (ex. : 2050, 2070, 2100).

Cette compréhension permet ensuite d'évaluer les conséquences du changement climatique sur l'ensemble des composantes jouant un rôle dans les activités de production d'électricité, pour identifier des solutions d'adaptation au changement climatique, en approfondir la faisabilité et la maturité industrielle et en planifier un déploiement sur le parc des réacteurs nucléaires d'EDF, dans une temporalité adaptée aux enjeux.

### 17.3.3. Le contrôle de l'ASNR

Dans le cadre des réexamens périodiques, l'ASNR examine les agressions externes naturelles ou anthropiques liées au site et évaluées selon les dernières connaissances disponibles (voir § 14.1.3.2).

Par ailleurs, l'ASNR examine le retour d'expérience et l'impact potentiel sur la définition des aléas retenus dans le référentiel de sûreté.

### 17.4. Consultation d'autres Parties contractantes susceptibles d'être affectées par l'installation

Le principe de consultation des Etats concernés par un projet est consacré au plan international, d'une part par la directive européenne n° 2011/92/UE du 13/12/11 concernant l'évaluation des incidences de certains projets publics et privés sur l'environnement, et, d'autre part, par la convention d'Espoo. En droit français, ce principe est mis en œuvre dans le code de l'environnement.

Si un projet est susceptible d'avoir des incidences notables sur l'environnement d'un autre Etat (membre de l'Union européenne ou partie à la Convention d'« Espoo »), le gouvernement notifie à cet Etat, dans le cadre de la procédure d'autorisation de création de l'INB, l'arrêté d'ouverture de l'enquête publique et lui transmet un exemplaire du dossier d'enquête. Un délai est donné aux autorités de l'Etat étranger pour manifester son intention de participer à l'enquête publique, qui ne peut pas commencer avant l'expiration de ce délai (article R. 122-10 du code de l'environnement). La consultation des Etats concernés se fait donc à l'occasion de l'enquête publique.

En outre, en application de l'article 37 du traité instituant la Communauté européenne de l'énergie atomique et de l'article R. 593-26 du code de l'environnement, l'autorisation de création d'une installation susceptible de rejeter des effluents radioactifs dans le milieu ambiant ne peut être accordée qu'après consultation de la Commission européenne.

## Article 18 Conception et construction

### ARTICLE 18 CONCEPTION ET CONSTRUCTION

*Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour que :*

- i) lors de la conception et de la construction d'une installation nucléaire, plusieurs niveaux et méthodes de protection fiables (défense en profondeur) soient prévus contre le rejet de matières radioactives, en vue de prévenir les accidents et d'atténuer leurs conséquences radiologiques au cas où de tels accidents se produiraient ;*
- ii) les technologies utilisées dans la conception et la construction d'une installation nucléaire soient éprouvées par l'expérience ou qualifiées par des essais ou des analyses ;*
- iii) la conception d'une installation nucléaire permette un fonctionnement fiable, stable et facilement maîtrisable, les facteurs humains et l'interface homme-machine étant pris tout particulièrement en considération.*

## 18.1. Application du concept de défense en profondeur

### 18.1.1. Le cadre réglementaire

L'arrêté INB (article 3.1) requiert l'application du principe de défense en profondeur. Ainsi, lors de la conception d'INB, ceci conduit à la mise en œuvre de niveaux de défense successifs (caractéristiques intrinsèques, dispositions matérielles et procédures), destinés à prévenir les incidents et accidents puis, en cas d'échec de la prévention, à en limiter les conséquences.

En particulier, pour la conception du réacteur EPR et des réacteurs EPR2, trois principaux objectifs d'amélioration par rapport aux réacteurs précédents ont été retenus. Ils figurent dans les directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression :

- réduire le nombre d'incidents dans le but de réduire les possibilités d'apparition de situations accidentelles à partir de tels événements ;
- réduire significativement la probabilité de fusion du cœur : les directives techniques stipulent à ce sujet que « la mise en œuvre d'améliorations de la défense en profondeur [...] devrait conduire à l'obtention d'une fréquence globale de fusion du cœur inférieure à  $10^{-5}$  par année réacteur, en tenant compte des incertitudes et de tous les types de défaillances et d'agressions ». La prise en compte de tous les initiateurs pouvant conduire à une fusion du cœur constitue une nouveauté par rapport aux réacteurs précédents ;
- réduire significativement les rejets radioactifs qui pourraient résulter de toutes les situations d'accident concevables, y compris les accidents avec fusion du cœur. Les directives techniques stipulent à ce sujet que :
  - « pour les situations d'accidents sans fusion du cœur, il ne doit pas y avoir de nécessité de mesures de protection des populations vivant dans le voisinage de la centrale endommagée (pas d'évacuation, pas de mise à l'abri) » ;
  - « les [accidents] avec fusion du cœur à basse pression doivent être traités de telle sorte que les rejets radioactifs maximaux concevables associés ne nécessitent que des mesures de protection des populations très limitées en termes d'étendue et de durée. Ceci se traduirait par l'absence de relogement permanent, l'absence de nécessité d'évacuation d'urgence au-delà du voisinage immédiat de la tranche, une mise à l'abri limitée, l'absence de restrictions à long terme de la consommation des produits alimentaires. » ;
  - « les accidents avec fusion du cœur qui conduiraient à des rejets précoces importants doivent être “pratiquement éliminés” » : s'ils ne peuvent pas être considérés comme physiquement impossibles, des dispositions de conception

*doivent être prises pour les exclure. Cet objectif concerne en particulier les accidents avec fusion du cœur en pression ».*

Ces objectifs de sûreté définis en 2000 sont ceux du principe n.1 de la Déclaration de Vienne sur la sûreté nucléaire.

Le guide n°22 de l'ASN, élaboré avec l'IRSN, regroupe des recommandations en matière de sûreté pour la conception des réacteurs à eau sous pression. Bien qu'ayant pour champ d'application premier la conception des nouveaux REP, les recommandations de ce guide peuvent également être utilisées, à titre de référence, pour la recherche d'améliorations à apporter aux réacteurs existants, par exemple à l'occasion de leurs réexamens périodiques de sûreté, conformément à l'article L. 593-18 du code de l'environnement et aux articles 8 *bis* et *quater* de la directive 2014/87/EURATOM du Conseil européen du 8 juillet 2014.

Le guide traite pour l'essentiel de la prévention des incidents et des accidents de nature radiologique et de la limitation de leurs conséquences. Il précise les objectifs de sûreté et les principes généraux de conception et formule des recommandations pour répondre aux exigences réglementaires. Les recommandations portent notamment sur la défense en profondeur et la démonstration de sûreté nucléaire.

Ce guide constitue ainsi une référence en France pour la conception de nouveaux réacteurs et un outil permettant de présenter, dans un contexte international, les pratiques françaises en matière de sûreté nucléaire. Il actualise les directives techniques, adoptées par l'ASN en 2000. Les objectifs de sûreté sont similaires à ceux qui sont formulés dans les directives techniques et sont ceux du principe n.1 de la Déclaration de Vienne sur la sûreté nucléaire.

### **18.1.2. Les dispositions prises pour les réacteurs**

Dans sa forme actuelle, le principe de défense en profondeur repose sur la mise en œuvre de cinq niveaux de défense successifs suffisamment indépendants et dont les quatre premiers relèvent de la responsabilité de l'exploitant :

1. le premier niveau vise à prévenir les anomalies de fonctionnement et les défaillances des systèmes par la qualité de conception et de fabrication ;
2. le deuxième niveau consiste à détecter les incidents et à mettre en œuvre les actions permettant, d'une part, d'empêcher que ceux-ci ne conduisent à un accident et, d'autre part, de rétablir une situation de fonctionnement normal ou, à défaut, d'atteindre puis de maintenir l'installation dans le domaine de fonctionnement autorisé ;
3. le troisième niveau a pour objectif de maîtriser les accidents n'ayant pu être évités ou, à défaut, de limiter leur aggravation, en reprenant la maîtrise de l'installation afin de la ramener et de la maintenir dans un état sûr ;
4. le quatrième niveau consiste à gérer les situations d'accident n'ayant pas pu être maîtrisées de façon à limiter les conséquences notamment pour les personnes et l'environnement ;
5. le cinquième niveau de défense en profondeur, visant à la gestion de crise par les pouvoirs publics, a pour objectif d'atténuer les conséquences radiologiques des rejets radioactifs susceptibles de résulter de conditions accidentelles.

#### **Réacteurs EPR2**

La sûreté du réacteur EPR2 repose sur les niveaux précédemment cités, en retenant au stade de la conception :

- les accidents graves (en intégrant notamment une zone permettant, le cas échéant, l'étalement du corium et son refroidissement) ;
- des défaillances multiples pouvant conduire à la fusion du cœur : des systèmes de sauvegarde supplémentaires ont été conçus pour prévenir la fusion du cœur lors de ces séquences ;
- la redondance et la diversification des alimentations électriques de secours : un groupe électrogène de secours (GES) pour chacun des trois trains de sûreté, un 4<sup>ème</sup> GES mutualisé, un GES utilisant une technologie diversifiée dédié à la prévention de la fusion du cœur en situation de type DEC-A (limitation des conséquences des défaillances de cause commune), et enfin un GES dédié aux fonctions de limitation des conséquences d'un accident avec fusion du cœur ;
- l'application du principe de la défense en profondeur au Bâtiment Combustible (voir § 18.3.2) ;
- l'amélioration de la résistance de l'installation aux agressions externes : il a été en particulier décidé de considérer le risque aérien indépendamment de la probabilité d'occurrence de l'événement, en faisant reposer la protection de l'installation conjointement sur le principe de séparation géographique et sur l'existence d'un écran physique appelé « coque avion ».

### **Réacteur RJH**

La conception du RJH est fondée sur le concept de la défense en profondeur. Le RJH retient au titre du quatrième niveau de défense en profondeur les accidents graves à la conception. L'installation est ainsi dimensionnée à l'accident de réactivité à caractère explosif de type BORAX. Des exutoires disposant de filtres adaptés sont prévus à la conception pour limiter les conséquences d'un accident grave.

Par ailleurs, l'installation fait l'objet de dispositions de conception spécifiques pour tenir compte du risque d'agressions d'origine externe. A ce titre, l'installation dispose d'un système d'appuis parasismiques, d'accéléromètres déclencheurs d'un arrêt d'urgence complet rapide, d'un dimensionnement spécifique à la chute d'avion du bâtiment réacteur et de son annexe nucléaire ainsi que de dispositions de protection contre les effets d'une tornade ou de la foudre.

### **18.1.3. Le contrôle de l'ASNR**

#### **Réacteurs EPR2 de Penly 3 et 4**

L'ASN a analysé avec son appui technique l'IRSN les options de sûreté des réacteurs EPR2 (dont le nom était alors EPR-NM) notamment la déclinaison du principe de défense en profondeur.

A l'issue de son instruction, l'ASNR estime que l'objectif d'indépendance des systèmes de l'EPR2 relevant du niveau 4 de la défense en profondeur par rapport aux autres niveaux constitue une avancée pour la sûreté.

### **Réacteur RJH**

L'ASN a examiné, lors de l'instruction de la demande d'autorisation de création du RJH, les dispositions associées à la mise en œuvre du principe de défense en profondeur.

Lors de la construction, l'ASNR contrôle en particulier que l'exploitant met en œuvre, dans la phase de fabrication et réalisation, les matériaux, normes et codes de conception au titre du premier niveau de la défense en profondeur.



## 18.2. Incorporation de techniques éprouvées

### 18.2.1. Le cadre réglementaire

L'arrêté INB (article 2.5.1) requiert que la qualification des éléments importants pour la protection (EIP) soit proportionnée aux enjeux : elle vise notamment à garantir leur capacité à assurer leurs fonctions dans les situations dans lesquelles ils sont nécessaires. Des dispositions d'études, de construction, d'essais, de contrôle et de maintenance adaptées doivent être mises en œuvre afin de garantir la pérennité de cette qualification.

Les équipements sous pression nucléaires (ESPN) sont soumis à la fois au régime des INB et à un régime spécifique. A ce titre, ils sont tenus de respecter des exigences essentielles de sécurité fixées par la réglementation et vérifiées lors d'une évaluation de conformité. Ces exigences concernent notamment la conception, la fabrication des équipements et les matériaux. Elles impliquent en particulier que les matériaux disposent de caractéristiques adaptées aux sollicitations attendues. La conformité de ces caractéristiques peut être démontrée en s'appuyant sur des normes harmonisées, ou en mobilisant des évaluations ou des essais particuliers. De même, les méthodes et techniques de fabrication doivent être appropriées et garantir l'exemption de défauts. Pour s'en assurer, certains procédés (tel le soudage), et les opérateurs associés doivent être qualifiés, de même que les examens non destructifs qui doivent être effectués par des personnes qualifiées.

Enfin, pour certains composants qui présentent un risque d'hétérogénéité de leurs caractéristiques, l'ensemble des opérations d'élaboration des matériaux et de fabrication doit faire l'objet d'une « qualification technique ». Celle-ci a pour objet de s'assurer qu'en fine, les caractéristiques du composant répondent aux spécifications en tout point du composant. Cette problématique concerne par exemple les gros équipements (comme un couvercle de cuve de réacteur), car leur taille les rend particulièrement exposés à des défauts métallurgiques, comme la ségrégation du carbone, qui affaiblissent leurs caractéristiques mécaniques.

### 18.2.2. Les dispositions prises pour les réacteurs

Des codes de conception sont utilisés pour les équipements classés. L'industrie nucléaire produit en effet des règles détaillées portant sur les règles de l'art et les bonnes pratiques industrielles, qu'elle réunit notamment dans ces « codes de conception ». Ces codes (RCC, recueils des Règles de Conception et de Construction) ont été rédigés pour la conception, la fabrication et la mise en service des matériels électriques, du génie civil, des matériels mécaniques et des assemblages de combustible des centrales nucléaires. Ces codes industriels sont rédigés par l'Association française pour les règles de conception, de construction et de surveillance en exploitation des matériels des chaudières électronucléaires (AFCEN), qui regroupe 60 industriels français et internationaux dont EDF, Framatome et le CEA.

Le fabricant d'un équipement sous pression nucléaire est responsable de la conformité de cet équipement aux exigences de sécurité qui lui sont applicables pour garantir l'absence de défaillance durant toute son exploitation. Ces exigences sont définies par une directive européenne portant sur les équipements sous pression (ESP) et sont complétées par des exigences spécifiques aux équipements sous pression nucléaires, tenant également compte de leur importance pour la sûreté de l'installation. Le fabricant définit et applique des règles qui lui permettent de justifier le respect de ces exigences. Ces règles sont dans le code de conception et construction de ces équipements (RCC-M) édité par l'AFCEN.

En particulier, le code RCC-M comprend une méthode permettant de maîtriser le risque d'hétérogénéité : le fabricant doit identifier les paramètres influents sur le risque d'hétérogénéité de l'opération considérée, contrôler leurs effets par un programme d'essais sur une pièce dédiée puis contrôler ces paramètres par un programme d'essais de recette sur les pièces de série.

En matière de sûreté, la qualification est la démonstration qu'un équipement important pour la sûreté est apte à assurer ses fonctions dans les conditions (température, pression, humidité, irradiation, séisme...) auxquelles il est susceptible d'être soumis.

La qualification d'un équipement peut être obtenue soit par des essais, soit par des analyses (études), soit en combinant ces deux méthodes :

- la qualification par essais consiste à soumettre un équipement « modèle » à des chargements représentatifs des conditions de fonctionnement normal et accidentel auxquelles il doit pouvoir faire face : le programme des essais est décomposé en séquences d'essais successifs, qui visent à représenter les sollicitations susceptibles d'être subies par l'équipement. Par exemple, cette méthode est celle qui est utilisée le plus souvent pour les équipements électriques. Elle est aussi utilisée pour d'autres matériels, notamment les matériels de robinetterie ;
- la qualification par analyses peut être réalisée :
  - soit par analogie avec un équipement déjà qualifié par essais, sur la base de règles préétablies (technologie et dimensions similaires...) : cette méthode est utilisée en particulier pour la robinetterie et les pompes ;
  - soit par calcul avec un modèle de simulation représentatif de l'équipement et des méthodes ou codes de calcul qualifiés : cette méthode est utilisée notamment pour justifier le dimensionnement mécanique ;
  - soit par l'expérience d'exploitation, quand les conditions subies ont été au moins aussi sévères que celles auxquelles l'équipement doit pouvoir « résister ».

Une démarche de classement de sûreté est appliquée pour les équipements ayant un rôle important pour la sûreté. Cette démarche permet de définir des exigences adaptées en termes de conception, de fabrication, de qualification, d'exploitation et de suivi en service, proportionnées à leur importance pour la sûreté. Les équipements peuvent être classés au titre de la prévention des incidents et accidents, de la limitation de leurs conséquences ou de la protection contre les agressions, ainsi qu'en fonction de leur type (mécanique, électrique...).

### **Réacteur EPR2**

La démarche de qualification présentée ci-dessus est mise en œuvre pour l'EPR2. Toutefois, plusieurs équipements font l'objet de démarches spécifiques :

- pour le contrôle-commande, une démarche spécifique a été retenue pour sa conception afin d'apporter les justifications appropriées. Elle est fondée sur une maîtrise des différentes étapes du processus industriel que sont la spécification des exigences de conception, la conception, la réalisation et l'intégration (assemblage des différents composants du système), qui comportent chacune des vérifications ; une étape finale de validation indépendante constitue une précaution supplémentaire. Cette démarche est complétée par une diversification fonctionnelle qui permet de pallier un hypothétique défaut de conception ou de réalisation de certaines fonctions, au moyen d'autres fonctions utilisant des signaux physiques ou des traitements différents ;
- pour la cuve du réacteur, une qualification spécifique a été adoptée. Des éprouvettes constituées du même matériau que celui de la cuve seront irradiées dans des zones proches du cœur et feront l'objet d'essais mécaniques à différents moments de la vie de l'installation dans le but d'anticiper le comportement du

matériau de la cuve (notamment en termes de seuil de transition de comportement mécanique ductile-fragile) ;

- pour le dispositif dit « double-tambour » (DDM - Double DruM) au niveau des internes inférieurs de cuve, une qualification spécifique sur maquette est en cours de réalisation pour valider les performances de ce dispositif. Ce dispositif installé en fond de cuve permettra de canaliser l'écoulement entre l'entrée cuve et l'entrée cœur et ainsi résoudre la problématique liée aux fluctuations de flux neutronique et de l'usure de grilles, découverte à la suite de l'exploitation des premiers EPR mis en service dans le monde.

Pour le réacteur EPR2, la démarche de classement de sûreté des matériels et des systèmes est basée sur l'importance de la fonction de sûreté qu'ils réalisent, de leur importance en tant que barrière de confinement et des rejets, à l'intérieur de l'installation et dans l'environnement, pouvant résulter de leur défaillance.

### **Réacteur RJH**

La démarche de qualification s'applique aux équipements, suivant leur nature et leur mission, selon deux catégories :

- pour l'ensemble des équipements actifs classés de sûreté, la démarche classique de qualification par essais ou analyses présentée au § 18.2.2 a été mise en œuvre ;
- pour les équipements passifs, la démarche de qualification consiste à vérifier leur dimensionnement aux conditions accidentelles, notamment aux sollicitations auxquelles ils sont soumis.

Des combinaisons des méthodes précitées ont été particulièrement utilisées pour les équipements du RJH du fait du recours très large à l'emploi de technologies déjà utilisées dans d'autres INB françaises.

Par ailleurs, plusieurs équipements ont fait l'objet de démarches spécifiques :

- un programme de qualification de l'élément combustible a été déployé sur les aspects procédé de fabrication, comportement sous irradiation, comportement hydraulique et validation du système de verrouillage et de manutention ;
- un programme de qualification du matériau en alliage d'aluminium retenu pour certains composants du bloc réacteur a pour objectifs d'acquérir une qualification des gammes de forgeage et du procédé de soudage et d'évaluer le comportement du matériau et de ses soudures sous irradiation ;
- un programme de qualification des mécanismes de commande des absorbants a permis de valider la conception générale (phase de qualification anticipée), les choix technologiques principaux (essais de validation fonctionnelle sur maquettes) ainsi que l'ensemble des performances attendues (qualification sur boucle d'essai) ;
- un programme d'essais particuliers est en cours vis-à-vis de la réduction pour l'ensemble des structures du bloc pile des effets de l'interaction fluide-structures et ainsi du risque vibratoire compte tenu des vitesses d'écoulement hydraulique élevées prévues dans les structures internes du bloc pile ;
- le programme de qualification des appuis parasismiques traite quatre domaines : fabrication et caractérisation, possibilité de remplacement des appuis, justification de la durabilité et validation du plan de surveillance.

### **18.2.3. Le contrôle de l'ASNR**

#### **18.2.3.1. Les équipements hors équipements sous pression nucléaires**

Pour les matériels ou équipements des réacteurs, l'examen de l'ASNR porte sur :

- les exigences de conception et de fabrication des matériels, au regard de l'importance de leur rôle dans la démonstration de sûreté. La démarche de classement de sûreté, qui permet d'identifier et de différencier les principales exigences applicables, dont les normes ou codes industriels à appliquer, fait l'objet d'un examen particulier ;
- la qualification aux conditions accidentelles, qui vise à ce que les matériels utilisés pour la gestion des incidents et accidents assurent leurs fonctions dans les conditions d'ambiance associées (température, hygrométrie, rayonnement...). Une attention particulière est portée par l'ASNR sur la qualification des matériels aux conditions d'accident grave.

Pour le réacteur EPR2, l'objectif de l'examen par l'ASNR de la démarche de qualification des équipements aux conditions accidentelles mené dans le cadre de l'instruction de la demande d'autorisation de création des réacteurs 3 et 4 de Penly est de s'assurer que la qualification de ces équipements pourra être acquise à l'étape de mise en service de ces réacteurs. En particulier, les profils de qualification (conditions enveloppes de température, de pression et d'irradiation... pour lesquelles les matériels doivent être qualifiés) font l'objet d'un examen spécifique. Les expertises des qualifications se focalisent sur les systèmes dont la conception a évolué par rapport au réacteur EPR de Flamanville et pour lesquels il n'y a pas de retour d'expérience.

#### 18.2.3.2. Les équipements sous pression nucléaires (ESPN)

Le contrôle réalisé par l'ASNR et les organismes habilités s'exerce aux différents stades de la conception et de la fabrication des ESPN. Il se traduit par un examen de la documentation technique de chaque équipement et par des inspections dans les ateliers des fabricants, ainsi que de leurs fournisseurs et sous-traitants.

Pour les REP, l'ASNR évalue la conformité des ESPN des circuits primaire et secondaires principaux. Dans ce cadre, l'ASNR assure le contrôle de la fabrication des ESPN qui font partie des circuits primaire et secondaires de la chaudière nucléaire. L'ASNR peut s'appuyer pour réaliser cette mission sur un organisme habilité. Ce dernier est alors mandaté par l'ASNR pour réaliser une partie des inspections sur les équipements de niveau N1. Outre ce contrôle, l'ASNR, et les organismes qu'elle habilite, procèdent à l'examen de la documentation technique et à des actions de surveillance des opérations de montage des ESPN qui sont réalisées sur site. Au terme des contrôles réalisés, l'ASNR délivre, si ces contrôles sont satisfaisants au regard des exigences réglementaires, des attestations de conformité des ESPN.

Les organismes habilités par l'ASNR évaluent la conformité aux exigences réglementaires des ESPN de niveau N2 et N3. Ces organismes sont sollicités directement par le fabricant. Par ailleurs, l'activité de ces organismes fait l'objet d'inspections et d'audits réguliers de la part de l'ASNR.

L'ASNR réalise également des inspections d'EDF et de son fabricant Framatome sur le montage de la chaudière nucléaire et la préparation des épreuves hydrauliques ainsi que des inspections des organismes ou organes d'inspection mandatés par l'ASNR pour exercer une surveillance de ces activités.

### 18.3. Choix de conception

#### 18.3.1. Le cadre réglementaire

L'arrêté INB (article 3.1 II) impose « une démarche de conception prudente, intégrant des marges de dimensionnement et recourant, en tant que de besoin, à une redondance, une diversification et une séparation physique adéquates des éléments importants pour la protection qui assurent des fonctions nécessaires à la démonstration de sûreté nucléaire ».

L'arrêté INB (article 3.2) requiert que « la démonstration de sûreté [soit] réalisée selon une démarche déterministe prudente, [en intégrant] les dimensions techniques, organisationnelles et humaines. ».

L'arrêté INB (article 3.9) impose de montrer que « *les accidents susceptibles de conduire à des rejets importants de matières dangereuses ou à des effets dangereux hors du site avec une cinétique qui ne permettrait pas la mise en oeuvre à temps des mesures nécessaires de protection des populations sont impossibles physiquement ou, si cette impossibilité physique ne peut être démontrée, que les dispositions mises en oeuvre sur ou pour l'installation permettent de rendre ces accidents extrêmement improbables avec un haut degré de confiance.* »

Le guide n°22 de l'ASN, élaboré avec l'IRSN, regroupe des recommandations en matière de sûreté pour la conception des réacteurs à eau sous pression. Le guide traite pour l'essentiel de la prévention des incidents et des accidents de nature radiologique et de la limitation de leurs conséquences. Il précise les objectifs et principes généraux de conception et formule des recommandations pour répondre aux exigences réglementaires.

Dans ce guide, l'ASN définit également des conditions de valorisation d'actions humaines dans les études d'accident de la démonstration de sûreté. Ces conditions fixent ainsi le délai minimal à considérer à partir de l'information d'un événement pour valoriser la réalisation d'une action humaine (30 minutes depuis la salle de commande et 1 heure en local) et requièrent la justification de la faisabilité des actions humaines ainsi valorisées.

### 18.3.2. Les dispositions prises à la conception

#### Réacteurs EPR2

Certains choix de conception des réacteurs EPR2 résultent des objectifs de sûreté fixés pour les réacteurs de 3<sup>ème</sup> génération, notamment la réduction de la probabilité des situations avec fusion du cœur et la réduction significative des rejets radioactifs pouvant résulter des situations avec fusion du cœur (système d'évacuation ultime de la chaleur du bâtiment réacteur, récupérateur de corium...).

D'autres choix de conception découlent des objectifs assignés au 3<sup>e</sup> niveau de la défense en profondeur pour la conduite des événements affectant le Bâtiment Combustible (présence de trois trains de refroidissement, possibilités d'appoints en eau à la piscine d'entreposage du combustible...).

Par ailleurs, EDF a retenu certains choix techniques pour les systèmes de contrôle-commande et l'interface homme-machine :

- la technologie numérique utilisée à la fois pour l'instrumentation, le contrôle-commande conventionnel et le contrôle-commande classé de sûreté, présente des avantages en termes de diversification matérielle, mais aussi en termes d'interface homme-machine avec une interface informatisée (Moyen de Conduite Principal) et conventionnelle (Moyen de Conduite de Secours) ;
- des fonctions distinctes de contrôle-commande ont été conçues pour le fonctionnement normal et la prévention des incidents et accidents ;
- la répartition des tâches entre les opérateurs et les systèmes techniques, notamment par le choix des automatismes, a été définie de façon à utiliser de façon optimale les capacités de l'opérateur humain.

De plus, le retour d'expérience de la conception, de la construction et de la mise en service des premiers EPR dans le monde, dont celui de Flamanville, a été pris en compte pour la conception des EPR2 :

- le cœur (combustible, grappes, instrumentation...) et la chaudière du réacteur EPR2 sont similaires à celui de l'EPR de Flamanville, moyennant la mise en oeuvre dans le fond de cuve d'un nouveau dispositif de répartition du débit (DDM) tenant compte du retour d'expérience de fonctionnement des premiers EPR mis en service dans le monde ;

- la technologie des soupapes de dépressurisation du circuit primaire, de type « tandem » (deux soupapes montées en série pour chacune des trois soupapes de sûreté) est similaire à celle du parc français en exploitation (et donc différente de celle de l'EPR de Flamanville) ;
- l'étanchéité des groupes motopompes primaires sera assurée par des joints hydrodynamiques plus performants que ceux installés sur l'EPR de Flamanville ;
- les systèmes de sûreté sont constitués de trois trains au lieu de quatre pour l'EPR de Flamanville simplifiant ainsi la conception et la conduite de l'installation ;
- le bâtiment réacteur est à simple paroi épaisse avec un liner métallique avec un niveau de protection contre les agressions externes équivalent à celui de l'EPR de Flamanville ;
- l'amélioration de la résistance de l'installation aux agressions externes : il a été en particulier décidé de considérer le risque aérien indépendamment de la probabilité d'occurrence de l'événement, en faisant reposer la protection de l'installation conjointement sur le principe de séparation géographique et sur l'existence de parois de protection. Le concept d'enceinte se décline en des parois simples épaisses pour le bâtiment combustible et pour le bâtiment des auxiliaires de sauvegarde abritant la salle de commande (BAS3), dont un voile est toutefois protégé par une double paroi.;
- l'amélioration de la résistance de l'installation aux agressions internes : la conception des structures des bâtiments séparés en divisions (BAS, bâtiments diesels...) a visé à circonscrire les conséquences des agressions internes, lorsque cela était pertinent, au sein de la division concernée (réduction des interconnexions entre divisions par des moyens d'isolement ou de découplage) ;
- le concept « two-room » de l'EPR de Flamanville (qui permet d'accéder à certaines parties du bâtiment réacteur alors que le réacteur est en puissance) n'est pas reconduit, pour simplifier la construction et supprimer des portes neutroniques ;
- les alimentations électriques de secours sont renforcées et diversifiées avec un groupe électrogène de secours (GES) pour chacun des trois trains de sûreté, un 4ème GES mutualisé, un GES utilisant une technologie diversifiée dédié à la prévention de la fusion du cœur en situation de type DEC-A (limitation des conséquences des défaillances de cause commune), et enfin un GES dédié aux fonctions de limitation des conséquences d'un accident avec fusion du cœur ;
- des améliorations ont été apportées à la source froide avec une station de pompage principale (non classée), une source froide de sûreté séparée, et une source froide de sûreté diversifiée avec aéroréfrigérant, permettant de valoriser le principe de séparation géographique et de supprimer la coque avion de la source froide de l'EPR de Flamanville 3, ce qui simplifie la station de pompage par rapport à l'EPR de Flamanville.

### **Réacteur RJH**

La prise en compte du retour d'expérience des installations analogues a conduit à des choix de conception tels que :

- la création d'une zone de reprise des fuites permettant de les collecter au niveau des singularités de l'enceinte du bâtiment réacteur ;
- la mise en place de portes du sas sous eau afin d'exclure une perte de confinement en cas de baisse accidentelle du niveau d'eau des piscines ;
- le choix d'un circuit primaire principal sans bac de désactivation au profit d'un circuit d'épuration/filtration assurant le traitement en continu du fluide primaire en aval des échangeurs principaux ;

- la mise en surpression du circuit secondaire par rapport au circuit primaire principal afin d'éviter la contamination du circuit secondaire en cas de fuite primaire/secondaire ainsi que la mise en œuvre d'une surveillance de la pression du circuit secondaire;
- la prise en compte à la conception de dispositions relatives à la prévention et à la limitation des conséquences des agressions (incendie interne, émission projectile, conditions climatiques extrêmes, inondation externe et séisme).

Par ailleurs, au titre du quatrième niveau de la défense en profondeur, des dispositions sont mises en place dès la conception pour limiter les conséquences de l'accident de réactivité à caractère explosif de type BORAX.

L'intégration des Facteurs Organisationnels et Humains (FOH), a été prise en compte dès le début du projet de conception du RJH avec l'établissement de plans d'intégration des facteurs humains qui assurent la prise en compte des exigences FOH dès la phase de définition puis lors des phases de développement et réalisation jusqu'aux essais.

La capitalisation du REX FOH a permis de retenir les options suivantes :

- concevoir des postes de travail intégrant une approche ergonomique : activités à réaliser, moyens et équipements disponibles ;
- mettre en place une organisation du travail prenant en compte le rôle spécifique des opérateurs tant en situation normale, qu'incidentelle ou accidentelle ;
- spécifier, dès le début de la conception, le rôle donné à l'homme dans la conduite de l'installation et l'organisation des équipes de conduite (conduite du réacteur et interface avec la conduite des expériences) ;
- doter les opérateurs d'interfaces homme-machine adéquates, leur permettant de se faire une représentation correcte de la situation ;
- séparer géographiquement aussi distinctement que possible les interventions de nature différentes dans le bâtiment réacteur (Compartiment d'Exploitation du Réacteur et Compartiment d'Exploitation des Dispositifs Expérimentaux...) et identifier les interactions potentielles entre ces activités pour en déduire des dispositions de conception et/ou d'exploitation complémentaires.

En particulier, l'accent a été porté sur la centralisation des remontées d'informations en salle de conduite du RJH, ainsi que dans la salle de repli. La conception des pupitres des opérateurs en salle de conduite a pris en compte les besoins de centralisation des données, la sélection des données à afficher et des systèmes de commandes à attribuer aux opérateurs sur la base de leurs fonctions et de leur activité (organisation des informations et mode de présentations).

### ***Projet ITER***

Le risque d'exposition interne et externe aux rayonnements ionisants doit être considéré notamment lors de la conception d'ITER. C'est, avec le confinement des matières radioactives, l'une des deux fonctions de sûreté essentielles de l'installation.

En ce qui concerne le risque d'exposition externe, pour s'assurer de l'adéquation de la conception et, au besoin, la faire évoluer, l'organisation ITER a produit des cartographies radiologiques, c'est-à-dire des calculs en tout point de l'installation de débits équivalents de dose. Ces calculs tiennent compte de la conception telle que prévue ainsi que des trois modes d'exploitation envisagés :

- le mode 0 lorsque le tokamak est en fonctionnement et jusqu'à 24 heures après l'arrêt du dernier plasma d'une série ;



- le mode 1 qui fait suite au mode 0 et qui correspond à la phase d'arrêt de l'installation pour maintenance avec présence humaine ;
- le mode 2 qui correspond lui aussi à une phase d'arrêt de l'installation pour maintenance dite « lourde » (des composants très activés devront être déplacés de manière automatique et sans présence humaine).

L'objectif de ces études est de vérifier le respect de critères de dimensionnement, eux-mêmes définis en cohérence avec le zonage de radioprotection tel qu'il sera mis en place dans l'installation. Des protections radiologiques supplémentaires peuvent être prévues en cas d'écart entre les débits équivalents de dose calculés et les critères de dimensionnement définis.

La prise en compte de la radioprotection en phase de conception sera complétée par des dispositions d'exploitation (mise en place d'un zonage, analyse et aménagement des postes de travail, surveillance permanente de l'exposition externe par des mesures du débit de dose ambiant, surveillance radiologique du personnel...).

Le risque d'exposition interne sur ITER, essentiellement lié à l'incorporation de tritium dans l'organisme humain, soit par inhalation, soit par voie transcutanée, est quant à lui maîtrisé en particulier par la mise en place de moyens de protection collectifs, en particulier des systèmes de confinement statiques et dynamiques. Le système statique placé au plus près du procédé comprend la chambre à vide du tokamak, les procédés utilisés pour le tritium ou les cellules de maintenance. Le système dynamique mis en place est assuré par les systèmes de ventilation et de détritiation. Dans toutes les situations de dimensionnement, y compris les situations accidentelles, le système de détritiation permettra de contenir le tritium dans l'air des locaux et de la récupérer, en limitant ainsi le risque qu'il soit rejeté à l'extérieur.

### 18.3.3. Le contrôle de l'ASNR

#### **Réacteur EPR2**

L'ASN a instruit les options de sûreté du réacteur EPR2 et a formulé un avis sur le sujet en 2019. Cette instruction, réalisée avec l'appui de l'IRSN, a permis de couvrir l'ensemble des grands choix de conception du réacteur à un stade précoce (*basic design*). Cette instruction a fait l'objet d'un avis du groupe permanent d'experts pour les réacteurs.

L'ASN a considéré que les objectifs généraux de sûreté, le référentiel de sûreté et les principales options de conception sont globalement satisfaisants. L'avis de l'ASN a identifié les sujets à approfondir dans les stades ultérieurs.

Depuis 2023, l'ASN instruit la demande de création des deux premiers réacteurs EPR2, ceux de Penly 3 et 4. Cette instruction qui durera trois ans, couvrira l'ensemble de la démonstration de sûreté et de la conception. En particulier, l'ASN recueillera l'avis du groupe permanent d'experts sur les réacteurs sur la conception des systèmes de sûreté, les études d'accident et la maîtrise des agressions.

L'ASN a défini avec l'IRSN une stratégie d'instruction qui tire parti des examens réalisés avant la mise en service de l'EPR Flamanville notamment lorsqu'ils sont applicables à la conception de l'EPR2 (mesures de mitigation des accidents avec fusion du cœur, études des accidents de référence, etc). Certains points spécifiques à l'EPR2 (conception des systèmes, risques et études probabilistes de sûreté associés, etc.) font l'objet d'un examen approfondi.

Parallèlement, l'ASN réalise des inspections dans les services d'ingénierie chargés des études de conception détaillée ou du suivi des études de conception sous-traitées.



**Réacteur RJH**

Dans le cadre de la demande d'autorisation de création, l'instruction de l'ASNR a notamment porté sur la conception du génie civil de l'installation notamment vis-à-vis des agressions (incendie, cumul d'agressions externes ou internes), la démarche de classement et de qualification, l'enceinte de confinement, les situations de fonctionnement ainsi que les accidents graves et leurs conséquences radiologiques notamment l'accident BORAX.

## Article 19 Exploitation

### ARTICLE 19 EXPLOITATION

*Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées afin que :*

- i) l'autorisation initiale d'exploiter une installation nucléaire se fonde sur une analyse de sûreté appropriée et un programme de mise en service démontrant que l'installation, telle que construite, est conforme aux exigences de conception et de sûreté ;*
- ii) les limites et conditions d'exploitation découlant de l'analyse de sûreté, des essais et de l'expérience d'exploitation soient définies et révisées si besoin est pour délimiter le domaine dans lequel l'exploitation est sûre ;*
- iii) l'exploitation, la maintenance, l'inspection et les essais d'une installation nucléaire soient assurés conformément à des procédures approuvées ;*
- iv) des procédures soient établies pour faire face aux incidents de fonctionnement prévus et aux accidents ;*
- v) l'appui nécessaire en matière d'ingénierie et de technologie dans tous les domaines liés à la sûreté soit disponible pendant toute la durée de la vie d'une installation nucléaire ;*
- vi) les incidents significatifs pour la sûreté soient notifiés en temps voulu par le titulaire de l'autorisation correspondante à l'organisme de réglementation ;*
- vii) des programmes de collecte et d'analyse des données de l'expérience d'exploitation soient mis en place, qu'il soit donné suite aux résultats obtenus et aux conclusions tirées, et que les mécanismes existants soient utilisés pour mettre les données d'expérience importantes en commun avec des organismes internationaux et avec d'autres organismes exploitants et organismes de réglementation ;*
- viii) la production de déchets radioactifs résultant de l'exploitation d'une installation nucléaire soit aussi réduite que possible compte tenu du procédé considéré, du point de vue à la fois de l'activité et du volume, et que, pour toute opération nécessaire de traitement et d'entreposage de combustible irradié et de déchets directement liés à l'exploitation et se trouvant sur le même site que celui de l'installation nucléaire, il soit tenu compte du conditionnement et du stockage définitif.*

## 19.1. L'autorisation de mise en service d'une INB

### 19.1.1. Le cadre réglementaire

Le code de l'environnement précise que la mise en service correspond à la première mise en œuvre de matières radioactives dans l'installation (article R. 593-29).

Le code de l'environnement précise le contenu du dossier de l'exploitant, transmis à l'ASNR, en vue de la mise en service de l'installation (article R. 593-30) :

- le rapport de sûreté (RDS) ;
- les règles générales d'exploitation (RGE)<sup>20</sup> ;
- le plan d'urgence interne (PUI) ;
- le plan de démantèlement ;

<sup>20</sup> Les règles générales d'exploitation (RGE) encadrent le fonctionnement des réacteurs. Celles-ci sont établies par l'exploitant et déclinent de manière opérationnelle les hypothèses et conclusions des études de sûreté qui constituent la démonstration de sûreté nucléaire.

- la mise à jour de l'étude d'impact de l'installation ;
- la mise à jour de l'étude de maîtrise des risques.

Le code de l'environnement indique que l'ASNR autorise la mise en service de l'installation après avoir vérifié que celle-ci « respecte les objectifs et les règles définis par la réglementation » (article R. 593-33).

Le code de l'environnement indique qu'avant le déroulement ou l'achèvement de la procédure d'autorisation, une mise en service partielle peut être autorisée par décision de l'ASNR pour une durée limitée dans les cas suivants (article R. 593-35) :

- pour la réalisation d'essais particuliers de fonctionnement de l'installation nécessitant l'introduction de matières radioactives dans celle-ci ;
- pour l'arrivée de combustible nucléaire dans le périmètre d'un réacteur avant le premier chargement en combustible de ce réacteur.

### 19.1.2. Les dispositions mises en œuvre par les exploitants

#### *Mise en service de l'EPR de Flamanville*

EDF a adressé la demande d'autorisation de mise en service de l'EPR de Flamanville en 2015, accompagnée du dossier précisé au § 19.1.1. Depuis, ce dossier a fait l'objet de plusieurs mises à jour de la part d'EDF.

Sur site, les équipes d'exploitation sont constituées bien en amont et sont formées pour développer les compétences du personnel en adéquation avec l'installation et diffuser la culture de sûreté.

Des essais de démarrage sont mis en œuvre afin de vérifier le bon fonctionnement de tous les éléments importants pour la protection de l'installation et de déclarer que les éléments concernés sont disponibles. Ils sont réalisés en complément des contrôles et essais appropriés menés en usine ou sur des installations spécifiques. Ils constituent une étape de transition vers l'exploitation normale des différents systèmes composant le réacteur. Ils sont constitués :

- des essais pré-opérationnels, qui comprennent :
  - les essais préliminaires et de démarrage initial des matériels et des fonctions, sans interaction entre le circuit primaire ou ses systèmes auxiliaires et les circuits secondaires ;
  - les essais fonctionnels à froid et à chaud du circuit primaire et du circuit secondaire avant le chargement du combustible ;
- des essais « de premier démarrage » (essais opérationnels) : chargement du combustible, essais précritiques, essais à différents paliers de puissance, avec des vérifications de performances.

Pendant les périodes d'essais de démarrage, une organisation est mise en place pour permettre aux parties prenantes d'exercer pleinement leurs rôles et responsabilités.

#### **Focus n°21 : Mise en service de l'EPR**

L'ASN a autorisé, par décision du 7 mai 2024, la mise en service du réacteur EPR de Flamanville. Cette autorisation a permis à EDF de charger le combustible nucléaire dans le réacteur et de procéder aux essais de démarrage puis à l'exploitation du réacteur.

Après le chargement du réacteur qui s'est déroulé du 8 au 15 mai 2024, les opérations de fermeture cuve ont pu être réalisées.

Le lundi 2 septembre 2024, l'Autorité de sûreté nucléaire a donné son accord à EDF pour procéder aux opérations de divergence du réacteur EPR de Flamanville. Les équipes de la centrale ont réalisé les activités nécessaires à la première réaction nucléaire dans le réacteur.

La divergence consiste à établir une réaction nucléaire stable à très faible puissance.



La première divergence a été acquise le 3 septembre à 15h54. Il s'agit d'une étape importante des opérations de démarrage. Cette première réaction nucléaire marque le début de la montée en puissance, par paliers successifs, de l'EPR de Flamanville.

Suite à cette montée en puissance, l'EPR de Flamanville s'est connecté au réseau électrique national pour la première fois le 21 décembre 2024.

Les équipes sont pleinement engagées dans la poursuite du programme d'essais (baisses de charge, arrêt automatique réacteur, essai d'ilotage ...) qui permettra au réacteur d'atteindre sa pleine puissance.

### 19.1.3. Le contrôle de l'ASN

#### *Réacteur EPR de Flamanville*

L'ASN a instruit la demande d'autorisation de mise en service du réacteur EPR de Flamanville. En particulier, l'ASN a vérifié que l'installation respecte les objectifs et les règles définis par les articles L. 593-1 à L. 593-6-1 du code de l'environnement et par les textes pris pour leur application.

L'instruction de l'ASN a porté sur la conception, la démonstration de sûreté, l'étude d'impact, les règles générales d'exploitation et le plan d'urgence interne.

Par ailleurs, l'ASN a assuré le contrôle de la construction du réacteur EPR. Dans ce cadre, l'ASN a réalisé des inspections sur des activités de réalisation, qui englobent la préparation du site après la délivrance de l'autorisation de création, la fabrication, la construction, la qualification, le montage et les essais des structures, systèmes et composants, sur le chantier ou chez les fabricants, en particulier sur la fabrication des ESPN (voir § 18.2.3). L'ensemble de ces contrôles, exercés de manière proportionnée aux enjeux, visent à :

- vérifier la qualité d'exécution des activités de fabrication des équipements, de construction de l'installation, de radioprotection et de protection de l'environnement ;
- s'assurer que le programme des essais de démarrage est satisfaisant, que les essais sont correctement mis en œuvre et que les résultats sont conformes à l'attendu ;
- veiller à ce que le retour d'expérience de la phase de construction et de réalisation des essais de démarrage soit intégré dans le processus d'amélioration continue du SMI de l'exploitant ;
- veiller à ce que l'exploitant prenne les mesures nécessaires à la bonne préparation des équipes qui seront chargées du fonctionnement de l'installation après sa mise en service.

L'ASN a ainsi réalisé environ 600 inspections liées au projet EPR depuis le début du chantier en 2007. A l'issue de son instruction, l'ASN a autorisé, par décision du 7 mai 2024, la mise en service du réacteur EPR de

Flamanville. Cette autorisation permet à EDF de charger le combustible nucléaire dans le réacteur et de procéder aux essais de démarrage puis à l'exploitation du réacteur. L'ASN a rendu public son [rapport d'instruction](#) lorsqu'elle a délivré l'autorisation de mise en service du réacteur en mai 2024.

### Focus n°22 : Le contrôle de l'ASN en vue de l'autorisation de mise en service de l'EPR

L'ASN a instruit la demande d'autorisation de mise en service du réacteur EPR de Flamanville.

L'instruction de l'ASN a porté sur la conception, la démonstration de sûreté, l'étude d'impact, les règles générales d'exploitation et le plan d'urgence interne. Cette instruction a été réalisée avec l'appui de l'IRSN. Au cours de cette instruction, l'ASN a recueilli l'avis du groupe permanent d'experts sur les principaux points de la conception et de la démonstration de sûreté (le classement de sûreté, les études d'accident, la conception des systèmes de sûreté, la démonstration de sûreté de l'entreposage et de la manutention du combustible, la protection contre les effets des agressions internes ou externes, les études probabilistes de sûreté, les accidents graves et leurs conséquences radiologiques).

L'instruction de l'ASN a également pris en compte les résultats des essais réalisés sur le site et le retour d'expérience des réacteurs EPR mis en service à l'étranger. À cette fin, l'ASN a entretenu des relations régulières avec les autorités de sûreté nucléaire finlandaise et chinoise afin de bénéficier de leur expérience en matière de construction, d'essais de démarrage, de préparation à l'exploitation et de fonctionnement des réacteurs EPR.

Par ailleurs, en amont de la mise en service du réacteur EPR de Flamanville, la France a demandé à l'AIEA la réalisation d'une mission OSART qui s'est déroulée en 2019. Elle a été suivie par une autre mission en 2021 afin d'évaluer la prise en compte des recommandations et suggestions identifiées. La mission de 2021 a conclu à une prise en compte satisfaisante des conclusions de la mission menée en 2019. L'ASN a analysé les conclusions de ces missions afin notamment d'orienter son contrôle en vue de sa prise de position sur la mise en service du réacteur.

Depuis 2022, le contrôle de l'ASN a principalement porté sur l'achèvement de l'installation, la réalisation des essais et la préparation de l'exploitant. L'ASN a en particulier mené une inspection de revue d'une semaine en 2023. Cette inspection a mobilisé 15 inspecteurs de l'ASN et 11 experts de l'IRSN. Les réponses apportées par EDF aux demandes de l'ASN résultant de cette inspection ont fait l'objet d'une nouvelle inspection début 2024. À l'issue de ces inspections, l'ASN considère qu'EDF a mis en place une organisation appropriée pour l'exploitation.

## 19.2. Les limites et les conditions d'exploitation des INB

### 19.2.1. Le cadre réglementaire

Le code de l'environnement précise le contenu du dossier requis en vue de l'autorisation de mise en service d'une installation nucléaire de base (article R. 593-30). Ce dossier comprend notamment le rapport de sûreté et les règles générales d'exploitation (RGE).

Une partie de ces RGE précise les limites et les conditions d'exploitation de l'INB ; cette partie est appelée « spécifications techniques d'exploitation ».

En application de la décision « modifications notables », est déclarée à l'ASNR toute modification notable des RGE : elle est soumise à l'autorisation de l'ASNR avant sa mise en œuvre si elle a une incidence significative sur le niveau de sûreté de l'installation.

### 19.2.2. Les dispositions prises pour les réacteurs électronucléaires

Les spécifications techniques d'exploitation (STE), qui constituent le chapitre III des règles générales d'exploitation des réacteurs d'EDF, définissent les domaines de fonctionnement normal fondés sur les hypothèses de conception et de dimensionnement de l'installation et requièrent les systèmes nécessaires au maintien des fonctions de sûreté, notamment l'intégrité des barrières de confinement des substances radioactives et la surveillance de ces fonctions en cas d'incident ou d'accident. Elles prescrivent également les conduites à tenir en cas de défaillance momentanée d'un système requis ou de dépassement d'une limite, ces situations relevant d'un fonctionnement dit en mode dégradé.

Les STE évoluent pour intégrer le retour d'expérience de leur application et les modifications apportées aux réacteurs. De manière ponctuelle, l'exploitant peut les amender temporairement, par exemple pour réaliser une intervention dans des conditions différentes de celles initialement prises en compte dans la démonstration de sûreté nucléaire. Il doit alors justifier de la pertinence de cette modification temporaire et définir les mesures compensatoires adéquates pour maîtriser les risques associés.

Toute indisponibilité d'un matériel participant à une fonction de sûreté requise ou tout franchissement d'une limite de fonctionnement normal constitue un événement. Pour chaque domaine d'exploitation, les STE définissent la conduite à tenir à la suite d'un événement : état de repli, délai (d'amorçage) de repli ou délai de réparation. L'état de repli est un état du réacteur dans lequel les fonctions de sûreté requises sont assurées sur le long terme. Le passage du domaine d'exploitation initial à l'état de repli est réalisé en appliquant les procédures d'exploitation normale.

### 19.2.3. Les dispositions prises pour les réacteurs autres qu'électronucléaires

Les STE sont les règles générales applicables pour l'exploitation des réacteurs de recherche. Elles définissent les domaines de fonctionnement. Ces documents du référentiel sont complétés par un ensemble de documentations opérationnelles telles que des procédures et des consignes, gérées par les services concernés, qui garantissent que toutes les opérations se font dans le respect des règles applicables.

Les dispositifs expérimentaux possèdent leur propre référentiel de sûreté qui intègre les interfaces avec le réacteur en termes de sûreté (arrêt réacteur sur alarme dispositif par exemple).

### 19.2.4. Le contrôle de l'ASNR

L'ASNR instruit l'acceptabilité des évolutions notables pérennes des limites et conditions de fonctionnement INB soumises à son autorisation. Ces évolutions peuvent provenir du retour d'expérience d'exploitation ou encore des évolutions apportées à la démonstration de sûreté. Elles sont parfois liées à des modifications matérielles des réacteurs.

L'ASNR est parfois aussi amenée à instruire des demandes d'autorisation de modifications temporaires des limites et conditions de fonctionnement sollicitées par l'exploitant pour pouvoir gérer un aléa.

Lors de ses inspections, l'ASNR vérifie que l'exploitant respecte les limites et conditions de fonctionnement et, le cas échéant, les mesures compensatoires associées aux modifications temporaires. Elle contrôle également la cohérence entre les modifications des installations mises en œuvre et les documents

d'exploitation normale, tels que les consignes de conduite, les fiches d'alarme, les limites et conditions de fonctionnement et la formation des acteurs en charge de leur application.

### 19.3. Procédures d'exploitation, de maintenance, d'inspection et d'essais

#### 19.3.1. Le cadre réglementaire

L'arrêté INB (article 2.5.1) précise que des dispositions d'études, de construction, d'essais, de contrôle et de maintenance doivent être mises en œuvre afin de garantir la capacité des SSC à assurer les fonctions qui leur sont assignées. Ces dispositions sont complétées pour certains équipements, notamment les équipements sous pression (ESPN) pour lesquels des exigences de suivi en service sont définies.

#### 19.3.2. Les dispositions mises en œuvre pour les réacteurs électronucléaires

Les essais périodiques des SSC sont décrits dans le chapitre IX des RGE. Ce chapitre indique les contrôles nécessaires pour s'assurer de la disponibilité des matériels et de leur aptitude à remplir leurs fonctions prévues par la démonstration de sûreté. Les programmes d'essais sont mis à jour avec les évolutions de l'installation, notamment à l'occasion des réexamens périodiques.

EDF dispose d'une politique de maintenance relative au parc nucléaire en fonctionnement structurée de façon à fiabiliser les matériels et systèmes, pour garantir, pendant toute la vie de l'installation, qu'ils sont capables d'assurer les fonctions qui leur sont assignées vis-à-vis des sollicitations et des conditions d'ambiance associées aux situations dans lesquelles ils sont nécessaires.

Les matériels et les systèmes élémentaires devant disposer de programmes de base de maintenance sont identifiés à partir des enjeux du parc nucléaire (sûreté, radioprotection, environnement, réglementation, patrimoine, disponibilité, coûts, sécurité des travailleurs). Les programmes de base de maintenance spécifient la nature et la périodicité des activités de maintenance préventive. Ils font l'objet d'un processus d'amélioration continue basé sur le retour d'expérience d'exploitation des SSC. Les activités de maintenance préventive sont programmées selon un calendrier respectant leurs conditions de réalisation (réacteur en marche ou visite périodique notamment) et leur fréquence. Elles sont programmées dans le respect des conditions prévues au titre des RGE. Les activités de maintenance qui concernent les EIP sont soumises aux exigences suivantes :

- préparation de l'intervention incluant l'élaboration d'un dossier rédigé, contrôlé et approuvé par des agents habilités ;
- réalisation de l'intervention en mettant en œuvre des moyens humains et matériels appropriés ;
- requalification après intervention qui consiste en une vérification du fonctionnement du matériel ou du système pour s'assurer que les performances requises à la conception sont maintenues ou retrouvées à la suite d'une intervention ;
- remise en exploitation après intervention lorsque la disponibilité du matériel est démontrée à la suite de la requalification ;
- détection et traitement des écarts : tout écart à une exigence définie fait l'objet d'une identification, d'une analyse formalisée, de la mise en œuvre d'actions curatives et, le cas échéant, d'actions correctives et préventives ;
- élaboration d'un compte-rendu d'intervention afin de capitaliser le retour d'expérience.

### 19.3.3. Les dispositions prises pour les réacteurs autres qu'électronucléaires

#### *Le réacteur RHF de l'ILL*

Le SMI de l'ILL définit une structure documentaire ainsi que des règles de maîtrise claires de la documentation en lien avec la protection des intérêts. Les documents opérationnels (exploitation, maintenance, contrôles et essais périodiques) font partie de cette documentation. Ils sont obligatoirement rédigés ou vérifiés par le personnel directement concerné par les activités ou les installations objets du document. Ces documents, dans leur version applicable, sont accessibles à tous en lecture sur des répertoires informatiques dédiés.

Pour chaque EIP, est défini un plan de maintenance destiné à assurer la pérennité des exigences et fonctionnalités des équipements, définies et vérifiées à l'origine. Les essais et contrôles périodiques sur les EIP ont pour objectif de vérifier que les équipements conservent effectivement dans le temps ces exigences et fonctionnalités. Ces essais ou contrôles et leur périodicité sont définis dans la RGE n°5. Le processus de maîtrise de ces essais ou contrôles est décrit dans un processus spécifique du SMI.

#### *Le réacteur CABRI du CEA*

Les équipements importants pour la protection font l'objet de contrôles et essais périodiques (CEP) afin de vérifier leur bon fonctionnement dans le respect des exigences définies dans l'analyse de sûreté et d'assurer leur disponibilité. La nature des contrôles ou essais, ainsi que leur fréquence sont décrites dans les RGE. La réalisation satisfaisante de ces contrôles et essais, conformément à leur fréquence prévue, permet de déclarer que les équipements concernés sont disponibles et remplissent la fonction de sûreté qui leur incombe.

Par ailleurs, certains matériels recensés importants pour la sûreté font l'objet de maintenance préventive qui prend en compte d'une part, les spécifications d'entretien du fabricant, d'autre part, le retour d'expérience sur ces matériels. Ces campagnes de maintenance préventive ont pour but de se prémunir contre les défaillances et de maintenir ces matériels dans un état permettant d'assurer leur fonction avec les performances requises. Cette maintenance préventive est réalisée périodiquement conformément à des modes opératoires validés et accompagnés d'une analyse de risque lorsque l'intervention est susceptible d'avoir un impact sur la sûreté.

### 19.3.4. Le contrôle de l'ASNR

L'ASNR vérifie que les essais périodiques des matériels importants pour la sûreté permettent de contrôler leur bon fonctionnement et leur niveau de performance. Elle effectue cette vérification lors de l'instruction de la demande d'autorisation de mise en service du réacteur, puis lors des demandes d'autorisation de modification des RGE. Elle vérifie aussi au cours d'inspections que ces essais périodiques sont exécutés conformément aux programmes d'essais prévus dans les RGE.

La maintenance fait également l'objet de contrôles réguliers par l'ASNR lors de ses inspections. Au titre de son contrôle, l'ASNR procède également annuellement à l'instruction du retour d'expérience de l'exploitation des réacteurs et peut être amenée dans ce cadre à adresser à EDF des demandes d'évolution de ses programmes de maintenance.

S'agissant des ESPN, des inspections régulières sont réalisées pour contrôler la réalisation des opérations de suivi en service qui incombent à l'exploitant. Par ailleurs, les épreuves hydrauliques des circuits primaires et secondaires des REP, imposées tous les dix ans par la réglementation, sont faites en présence de l'ASNR, qui délivre un procès-verbal de requalification avant la remise en service du réacteur. La pertinence des programmes de suivi en service est par ailleurs réévaluée, sous le contrôle de l'ASNR, à la lumière du retour d'expérience, à l'occasion des réexamens périodiques.



## 19.4. Les procédures pour la gestion des incidents et accidents

### 19.4.1. Le cadre réglementaire

Le code de l'environnement précise le contenu du dossier requis en vue de l'autorisation de mise en service d'une installation nucléaire de base (article R. 593-30). Ce dossier comprend notamment le rapport de sûreté et les règles générales d'exploitation (RGE). Une partie de ces RGE précise les stratégies et règles de conduite applicables en situation incidentelle ou accidentelle.

Après la mise en service, l'ASNR est informée des modifications notables de ces règles de conduite et les plus significatives d'entre elles sont soumises à autorisation de l'ASNR (voir §7.2.2.1).

### 19.4.2. Les dispositions prises pour les réacteurs électronucléaires

Des paramètres représentatifs de l'état et du fonctionnement du réacteur sont surveillés en permanence par des automatismes et par les opérateurs.

Sur les réacteurs de 900, 1300 et 1450 MWe, en cas de dépassement de critères prédéfinis représentatifs d'une situation incidentelle ou accidentelle, les opérateurs sont amenés à passer à l'application du document d'orientation de sûreté (DOS), soit en application des spécifications techniques d'exploitation (STE), soit directement par l'apparition d'alarmes spécifiques en salle de commande (notamment en cas de déclenchement d'automatismes de protection du réacteur). Le DOS permet aux opérateurs d'établir un diagnostic de la situation et de les guider vers la procédure de conduite incidentelle ou accidentelle pertinente, en fonction des paramètres affectés et du domaine d'exploitation dans lequel se trouve le réacteur (en puissance, en état d'arrêt circuit primaire fermé ou ouvert...).

Sur le réacteur EPR de Flamanville, un diagnostic automatique se substitue au DOS et fournit à l'équipe le résultat d'un calcul d'orientation et propose une stratégie de conduite. Ce Diagnostic est activé automatiquement à l'atteinte des critères représentatifs du domaine de la conduite incidentelle ou accidentelle, ou sur déclaration de l'Opérateur lorsque les Spécifications Techniques d'Exploitation l'exigent.

La conduite incidentelle et accidentelle est fondée sur l'approche dite par état (APE), qui conduit à appliquer des stratégies élaborées en fonction de l'état physique identifié de la chaudière quels que soient les événements ayant conduit à cet état. L'objectif prioritaire en conduite APE est la prévention du risque de fusion du cœur.

Dans le cas hypothétique où la fusion du cœur surviendrait, l'objectif prioritaire deviendrait la sauvegarde du confinement. La stratégie de conduite serait alors portée par le Guide d'Intervention en cas d'Accident Grave (GIAG), qui permet de gérer des phénomènes nouveaux et complexes en situation fortement dégradée.

La décision d'entrée dans le GIAG, qui marque l'abandon des procédures de conduite APE, est prise sur des critères de température à la sortie du cœur et de débit de dose dans l'enceinte de confinement.

### 19.4.3. Les dispositions prises pour les réacteurs autres qu'électronucléaires

*Pour le réacteur CABRI (CEA)*, l'analyse des alarmes et des paramètres d'exploitation mesurés, retransmis en salle de commande du réacteur, peut conduire les opérateurs à mettre en oeuvre une consigne incidentelle ou accidentelle. Ces consignes décrivent la conduite à tenir lors de telles situations, les objectifs étant d'amener et de maintenir le réacteur dans un état sûr et de limiter les conséquences de l'incident ou accident.

Les règles de conduite à tenir dans le cas de telles situations sont décrites dans les RGE.

La conduite des situations incidentelles et accidentelles se fait depuis la salle de commande, sauf si cette dernière est rendue indisponible du fait de la situation accidentelle (incendie par exemple). Dans ce cas, la

gestion accidentelle est déportée au niveau d'une baie située dans un local de repli. Ces baies de repli sont utilisées dans le cadre des exercices de crise.

La gestion des accidents graves, en particulier consécutifs à la perte du refroidissement du cœur fait appel à des consignes spécifiques.

**Pour le RHF (ILL)**, les RGE définissent les actions générales à réaliser en cas d'incident ou d'accident.

La consigne particulière « Organisation en situation Infra PUI » décrit la conduite à tenir hors situation normale de fonctionnement, ainsi que les modalités de passage à l'organisation en mode accident. Ce document permet la transition du fonctionnel normal ou incidentel à une situation de crise définie dans le PUI. Les critères de déclenchement du PUI y sont repris, ainsi que les consignes particulières qui doivent être appliquées en fonction de la situation.

#### 19.4.4. Le contrôle de l'ASNR

##### 19.4.4.1. Les réacteurs électronucléaires

L'ASNR examine les règles de conduite incidentelle ou accidentelle dans le cadre de la mise en service ou de leurs modifications soumises à autorisation de l'ASNR. L'ASNR contrôle régulièrement les processus d'élaboration et de validation des règles et consignes de conduite incidentelle ou accidentelle, leur pertinence et leurs modalités de mise en œuvre.

Dans ce cadre, l'ASNR peut mettre en situation les équipes de conduite de l'installation pour contrôler les modalités d'application des règles précitées et de gestion des matériels spécifiques utilisés en conduite accidentelle.

##### 19.4.4.2. Les réacteurs autres qu'électronucléaires

L'ASNR contrôle, en inspection et lors d'exercices, la maîtrise par les équipes d'exploitation des procédures en situations incidentelles et accidentelles.

Par ailleurs, l'ASNR s'assure, à l'occasion de toute modification de l'installation, que l'exploitant a évalué l'impact de la modification sur les procédures de conduite.

### 19.5. L'appui en matière d'ingénierie et de technologie

#### 19.5.1. Le cadre réglementaire

Le code de l'environnement et l'arrêté INB comportent plusieurs dispositions relatives à l'appui en matière d'ingénierie et de technologie, en particulier :

- pour obtenir l'autorisation de création d'une INB, l'exploitant doit « *détenir des capacités techniques lui permettant de conduire son projet dans le respect des intérêts [protégés]* » (code de l'environnement, article L. 593- 7) ;
- pour assurer la maîtrise des activités dont il a la responsabilité, lorsque la création de l'INB est autorisée, l'exploitant doit :
  - « *détenir, en interne ou au travers de ses filiales, les compétences techniques lui assurant la compréhension et l'appropriation des activités précitées* » (arrêté INB, article 2.1.1) ;
  - « *disposer en interne des capacités techniques suffisantes pour prendre toute décision et mettre en œuvre toute mesure conservatoire s'avérant nécessaire (par exemple en cas d'écart ou d'accident)* » (arrêté INB, article 2.1.1) ;

○ limiter, autant que possible, le nombre de niveaux de sous-traitance ; la réalisation de prestations de service ou de travaux importants pour la protection des intérêts ne peut être confiée par un prestataire de l'exploitant à des sous-traitants de rang supérieur à deux (article R. 593-13 du code de l'environnement).

Par ailleurs, « *l'exploitant ne peut confier à un intervenant extérieur la responsabilité opérationnelle et le contrôle de l'exploitation d'une [INB]* » (article R. 593-13 du code de l'environnement).

### 19.5.2. Les dispositions prises pour les réacteurs électronucléaires

EDF dispose en interne de centres d'ingénierie nationaux en appui des CNPE, avec des compétences adaptées en conception, construction et exploitation des CNPE.

Le maintien de l'intégrité du Design tout au long de la vie d'un réacteur nucléaire fait l'objet de l'INSAG 19. Ainsi, afin de garantir l'intégrité du design, EDF a mis en place la « Design Authority » et des « Responsable Designers ». En effet, après le design initial, de nombreuses évolutions ont lieu durant la vie de l'installation, en raison du retour d'expérience, de l'évolution des exigences de sûreté, des besoins économiques (par exemple allongement des cycles de fonctionnement), du vieillissement... La compréhension de l'ensemble de la conception, de l'interaction entre les systèmes, ainsi qu'avec les règles d'exploitation doit être maintenue dans la durée, afin de préserver la sûreté lors des évolutions.

Les opérations sous-traitées, notamment pour la maintenance, font l'objet d'une contractualisation et d'une surveillance comme l'exige la réglementation. EDF met en place les dispositions nécessaires pour maîtriser les risques associés aux activités sous-traitées et les actualise régulièrement. La préparation des arrêts de réacteur a ainsi été renforcée, afin notamment de sécuriser la disponibilité des ressources humaines et matérielles.

### 19.5.3. Les dispositions prises pour les réacteurs autres qu'électronucléaires

Le CEA dispose d'unités support aux installations qui rassemblent des compétences dans les différents métiers mis en œuvre pour le fonctionnement des installations. Ce support s'appuie notamment sur la DSSN et sur des services qui interviennent dans leurs domaines de compétences. Ces services fournissent aux installations l'assistance de spécialistes, dans différents domaines techniques comme l'aléa sismique, le génie parasismique, l'incendie, la criticité, le risque chimique, les équipements sous pression, la mécanique des structures, la thermomécanique, l'instrumentation et le contrôle commande, le confinement-ventilation, les mesures, les études d'impact (environnement et inconvénients) et les FOH. Ces unités de supports techniques contractualisent avec les prestataires auxquels les installations font appel pour la maintenance des différents équipements. Ces unités de support technique sont différentes des unités de soutien en matière de sûreté nucléaire.

L'ILL dispose en interne de plusieurs ingénieurs projet capable de gérer des projets dans leur ensemble et d'un bureau d'étude pour la conception d'installation. De plus, l'ILL compte dans ses effectifs des spécialistes en particulier en conception mécanique, neutronique, criticité, électrotechnique, électronique, instrumentation et contrôle-commande. Ces personnes apportent leur support aux équipes projet et aux ingénieurs sûreté, soit directement, soit via le suivi de prestataires.

### 19.5.4. Le contrôle de l'ASNR

L'ASNR réalise des inspections dans les services centraux des exploitants de réacteurs nucléaires, les ateliers ou bureaux d'études des sous-traitants, les chantiers de construction, les usines et les ateliers de fabrication des différents composants importants pour la sûreté.

L'ASNR contrôle les conditions de préparation (calendrier, ressources requises, etc.) et d'exercice des activités sous-traitées (relations avec l'exploitant, surveillance par l'exploitant, etc.). Elle vérifie aussi que les intervenants disposent des moyens nécessaires (outils, documents opératoires, etc.) à l'accomplissement de leur activité, notamment lorsque ces moyens sont mis à disposition par l'exploitant.

### **Focus n°23 : Le contrôle des fournisseurs de matériels importants pour la sûreté nucléaire**

L'ASNR a réalisé, en 2024, 68 inspections de la chaîne d'approvisionnement des matériels importants pour la sûreté destinés aux installations nucléaires. Elles ont permis d'évaluer la maîtrise des fabrications par ces fournisseurs, ainsi que la surveillance exercée par les exploitants.

Parmi ces inspections, 45 étaient en lien avec la fourniture d'équipements sous pression nucléaires (ESPN) et 23 avec la fourniture d'équipements importants pour la sûreté, à destination des installations nucléaires du cycle, des futurs réacteurs EPR2 et des réacteurs en fonctionnement d'EDF. Ces inspections se sont déroulées en France, en Espagne, en Italie et au Japon dans les usines de fabrication et de leurs sous-traitants (notamment les forges et fonderies). L'ASNR a ainsi pu contrôler la qualité des fabrications et l'exercice de leurs responsabilités par les fabricants, les organismes habilités pour l'évaluation de la conformité des équipements sous pression et les exploitants au titre de la surveillance des approvisionnements.

Ces inspections ont permis de relever des bonnes pratiques dans l'exécution des activités confiées aux fournisseurs ainsi que des progrès dans la diffusion de la culture pour la sûreté notamment grâce au déploiement de l'ISO 19443. Ces inspections ont cependant également mis en évidence des manques de connaissance et de diffusion au sein de la chaîne de sous-traitance de certaines exigences réglementaires ou techniques (cf Focus n°12), des manques de maîtrise dans la mise en œuvre de procédés spéciaux, ainsi que la nécessité d'améliorer la qualité de la surveillance exercée par les exploitants sur leurs fournisseurs.

Ces constats ont été partagés avec EDF, afin qu'ils donnent lieu à la mise en œuvre d'actions d'amélioration.

## **19.6. La notification des événements significatifs**

### **19.6.1. Le cadre réglementaire**

Le code de l'environnement requiert que l'exploitant d'une installation nucléaire de base déclare, dans les meilleurs délais, à l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection, les accidents ou incidents survenus du fait du fonctionnement de cette installation qui sont de nature à porter une atteinte significative aux intérêts protégés (article L. 591-5).

L'arrêté INB (article 2.6.4) précise les éléments attendus dans la déclaration : caractérisation de l'événement, description et chronologie de l'événement, conséquences réelles et potentielles, mesures déjà prises ou envisagées pour traiter l'événement de manière provisoire ou définitive.

L'arrêté INB (article 2.6.5) impose que la déclaration soit complétée dans les deux mois par un rapport faisant part des conclusions que l'exploitant tire de l'analyse de l'événement et des mesures qu'il prend pour améliorer la sûreté ou la radioprotection et pour en éviter le renouvellement.

L'ASN a défini, dans des guides, les principes et critères de déclarations d'événements significatifs.

19.6.2. Les dispositions prises pour les réacteurs nucléaires

La détection des événements (écarts, anomalies, incidents...) par l’exploitant et la mise en œuvre des mesures correctives décidées après analyse jouent un rôle fondamental en matière de prévention des accidents.

La hiérarchisation des anomalies doit permettre un traitement prioritaire des plus importantes d’entre elles. La réglementation a défini une catégorie d’anomalies appelées «événements significatifs». Les critères de déclaration aux pouvoirs publics des événements significatifs tiennent compte :

- des conséquences réelles ou potentielles, sur les travailleurs, le public, les patients ou l’environnement, de ces événements ;
- des principales causes techniques, humaines ou organisationnelles de ces événements.

Le processus de déclaration s’inscrit dans une démarche d’amélioration continue de la sûreté et de la radioprotection. Il permet de faire bénéficier d’autres exploitants du retour d’expérience de l’événement.

Le nombre d’événements significatifs (hors événements génériques) déclarés par EDF de 2016 à 2024 et classés sur l’échelle INES (hormis ceux de niveau 0) est présenté dans le tableau 19-3. L’examen de la répartition du nombre d’ESS (y compris des ESS non classés sur l’échelle INES) par critère de déclaration montre qu’environ la moitié d’entre eux relève d’un non-respect des spécifications techniques d’exploitation (49% d’événements déclarés selon le critère 3, non respect STE).

| Niveau INES | 2016 | 2017 | 2018 | 2019 | 2020 | 2021 | 2022 | 2023 | 2024 |
|-------------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|
| 1           | 57   | 63   | 74   | 83   | 83   | 78   | 87   | 70   | 68   |
| 2           | 0    | 4    | 0    | 2    | 0    | 0    | 0    | 2    | 2    |

Tableau 19-3 : Évolution du nombre d’événements significatifs classés sur l’échelle INES dans les centrales nucléaires d’EDF de 2016 à 2024 (hors événements génériques)

De plus, plusieurs événements similaires ou résultant de causes communes ont affecté plusieurs réacteurs nucléaires. Ils sont regroupés sous l’appellation d’événements significatifs génériques (voir tableau 19-4).

| Niveau INES | 2016 | 2017 | 2018 | 2019 | 2020 | 2021 | 2022 | 2023 | 2024 |
|-------------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|
| 1           | 2    | 2    | 5    | 3    | 8    | 1    | 2    | 0    | 1    |
| 2           | 0    | 2    | 0    | 2    | 0    | 0    | 0    | 1    | 0    |

Tableau 19-4 : Évolution du nombre d’événements significatifs génériques classés sur l’échelle INES dans les centrales nucléaires d’EDF de 2016 à 2024

Sur les réacteurs de recherche CABRI et RHF, aucun événement de niveau 1 n’est survenu sur la période 2022-2024.

19.6.3. Le contrôle de l’ASNR

L’ASNR examine l’ensemble des événements significatifs déclarés. Les critères pour classer un événement comme significatif sont définis dans un guide de l’ASN.

L'ASNR analyse la déclaration initiale pour vérifier la mise en œuvre des dispositions correctives immédiates, décider de la réalisation d'une inspection sur le site afin d'analyser l'événement de manière approfondie, et préparer, s'il y a lieu, l'information du public.

L'ASNR analyse le rapport transmis par l'exploitant et s'assure que l'exploitant a procédé à une analyse pertinente de l'événement, a pris les dispositions appropriées pour corriger la situation et en éviter le renouvellement, et a diffusé le retour d'expérience. Les événements qui présentent les plus forts enjeux font l'objet d'une analyse approfondie pour vérifier que l'exploitant a bien identifié toutes les causes profondes de l'événement et que toutes les dispositions ont bien été mises en place pour éviter que l'événement ne se reproduise et, le cas échéant, l'ASNR fait des demandes d'actions complémentaires. Cette analyse, si elle est porteuse d'enseignements au niveau international, est ensuite publiée dans la base de données de l'AIEA et de l'AEN. De plus, afin de s'assurer d'une diffusion rapide des informations, l'ASNR s'attache à informer au plus vite ses homologues étrangers lorsqu'un événement notable survient en France en utilisant les organismes internationaux et les accords et conventions bilatéraux ou multilatéraux auxquels elle est partie.

Enfin, l'ASNR examine, lors d'inspections, le respect des règles en matière de détection et de déclaration des événements significatifs. L'ASNR contrôle l'organisation des exploitants pour analyser les événements, la méthodologie employée et la profondeur des analyses menées pour s'assurer de la recherche des causes profondes (organisationnelles et humaines) des événements et enfin l'élaboration et la mise en œuvre des suites données aux analyses menées, qu'elles soient à court, moyen ou long terme.

L'ASNR examine par ailleurs annuellement les tendances observables sur les événements afin d'identifier des signaux faibles ou des thématiques à approfondir.

## **19.7. Collecte et analyse de l'expérience d'exploitation**

### **19.7.1. Le cadre réglementaire**

L'arrêté INB (articles 2.4.1 et 2.7) exige de l'exploitant qu'il mette en œuvre un système de gestion intégrée qui comprend des dispositions lui permettant notamment d'identifier et traiter les événements significatifs, ainsi que de recueillir et exploiter le retour d'expérience issu de l'exploitation de son installation ou d'autres installations, similaires ou non, en France ou à l'étranger, ou encore issus de recherches et développements.

### **19.7.2. Les dispositions prises pour les réacteurs électronucléaires**

L'amélioration continue de la performance dans tous les domaines, sûreté, sécurité, radioprotection, environnement, production, s'appuie sur une démarche systématique de mise à profit de l'expérience acquise. L'exploitation du REX consiste à tirer des enseignements du passé pour améliorer le futur. L'expérience d'exploitation d'EDF représente aujourd'hui plus de 2000 années-réacteurs.

Le processus de REX événementiel d'EDF s'organise autour des phases suivantes :

- la phase de collecte, de sélection, de pesage et de codification des événements ;
- la phase d'analyse, incluant la définition des actions curatives, correctives et préventives lorsqu'elles s'avèrent nécessaires : EDF utilise, pour les événements les plus significatifs, une méthode d'analyse approfondie des événements, inspirée de standards internationaux ;
- la phase de mise en œuvre des actions correctives ou préventives définies, intégrant le contrôle de la mise en œuvre et la vérification de leur efficacité ;
- la phase de partage du REX avec les équipes de travail.

Ce dispositif est en place au niveau de l'ensemble des centrales nucléaires d'EDF, ainsi qu'au niveau national. L'efficacité de cette organisation est évaluée annuellement dans le cadre de revues.

Le périmètre couvert par la boucle du REX d'EDF inclut, outre les événements issus de l'exploitation de ses réacteurs, l'analyse des événements enregistrés dans les bases de l'AIEA et de WANO, une sélection des événements survenus sur les réacteurs des exploitants étrangers avec lesquels EDF dispose d'accords de coopération (EPRI, ESKOM, CGNPC, EDF Energy en particulier) ainsi qu'une revue annuelle des événements survenant dans les autres industries (base ARIA du Ministère de la transition écologique).

Enfin, EDF réalise, au travers de sa participation à divers comités et organismes internationaux, un partage de REX métier sur les bonnes pratiques et les standards internationaux, ainsi qu'un partage dans le domaine de la R&D nucléaire.

EDF prend en compte les recommandations et suggestions issues des missions de Peer Reviews WANO (quatre sites EDF par an), OSART (un site par an) et des « follow up ».

### 19.7.3. Les dispositions prises pour les réacteurs autres qu'électronucléaires

La collecte et l'analyse de l'expérience d'exploitation sont effectuées au CEA à trois niveaux :

- au niveau de l'installation, le chef d'installation a pour mission de procéder à l'analyse des anomalies, écarts et événements survenus ;
- au niveau des centres, la prise en compte du REX consiste notamment à organiser et promouvoir les échanges entre les installations et les centres. À ce titre, un animateur REX est désigné au niveau de la cellule de sûreté du centre, qui effectue les contrôles pour le compte du directeur de chaque centre ;
- au niveau de la direction générale du CEA, la DSSN a pour mission de veiller à la concertation entre les différentes unités, à la prise en compte du REX et à l'échange des meilleures pratiques. La DSSN dresse également le bilan des événements significatifs et définit les axes d'amélioration. Le REX est également pris en compte dans les documents que la DSSN a pour mission d'élaborer.

A l'ILL, le processus REX est décrit dans le SMI. Le pilote du processus collecte les informations issues des activités de l'ILL en s'appuyant notamment sur les analyses des anomalies, les comptes rendus d'exploitation ou les résultats d'audits. Il sélectionne, également au moins une fois par an, les informations pertinentes provenant d'autres installations nucléaires françaises et étrangères.

Après analyse de ces informations, un compte rendu est rédigé et partagé avec le personnel concerné en fonction de la nature et l'importance du REX soit par diffusion du compte rendu soit via une réunion de présentation et d'échanges. Ces comptes rendus sont accessibles à tous sur la base documentaire du SMI.

### 19.7.4. Le contrôle de l'ASNR

L'ASNR contrôle, lors d'inspections dans les réacteurs nucléaires et les services centraux d'EDF, l'organisation de l'exploitant et les actions menées pour tirer les enseignements techniques et organisationnels du retour d'expérience.

L'ASNR examine par ailleurs chaque année le retour d'expérience global d'exploitation des réacteurs français et étrangers ainsi que périodiquement le retour d'expérience d'exploitation du comportement du combustible : les conclusions de ses expertises sont soumises à l'avis du groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires.

Enfin, l'ASNR s'attache également à diffuser le retour d'expérience issu des installations nucléaires françaises au cours d'échanges bilatéraux ou multilatéraux avec ses homologues au sein d'autres organismes de sûreté.



L'ASNR participe également aux différentes sphères d'échanges au sein de l'AIEA, de l'AEN et de l'Union européenne. Elle contribue aux différentes bases de données existantes dans ces cadres. Par exemple, l'ASNR est membre des groupes de travail de l'AEN : le *Working Group on Regulatory Oversight* (WGRO) qui se scinde en deux groupes d'experts l'un portant sur les réacteurs en exploitation (EGOE) et l'autre sur l'échange d'information sur l'EPR (EPR IEF) ; le *Working Group on New Technology* (WGNT) portant notamment sur le partage du retour d'expérience de la construction de nouveaux réacteurs ; le *Working Group on Policy and Licensing* (WGPL) et enfin, le *Working Group on Supply Chain* (WGSUP).

## 19.8. La gestion des déchets et du combustible utilisé sur le site

### 19.8.1. Le cadre réglementaire

La directive européenne 2011/70/Euratom du 19 juillet 2011 établit un cadre communautaire pour la gestion responsable et sûre du combustible utilisé et des déchets radioactifs. Elle s'applique à la gestion du combustible utilisé et à la gestion des déchets radioactifs, de la production au stockage. À l'instar de la directive du 25 juin 2009, elle appelle à l'instauration, dans chaque État membre, d'un cadre national cohérent et approprié et fixe diverses exigences aux États, aux régulateurs et aux titulaires d'autorisation. Le contenu de cette directive a été transposé en France au travers notamment du code de l'environnement dans ses dispositions relatives aux déchets et de la loi déchets. La politique en matière de déchets nucléaires est détaillée dans le rapport de la Convention commune.

L'arrêté INB définit des exigences liées à la gestion des déchets, notamment :

- la définition par l'exploitant, dès la conception, de dispositions pour prévenir et réduire, en particulier à la source, la production et la nocivité des déchets produits dans son installation (article 6.1) ;
- l'établissement d'un plan de zonage des déchets délimitant les zones de production possible de déchets nucléaires au sein de l'INB. Dans ce cadre, l'exploitant définit les caractéristiques des zones d'entreposage des déchets en fonction de leur nature (article 6.3) ;
- les exigences associées au conditionnement des colis. Il est notamment demandé aux producteurs de déchets radioactifs de conditionner leurs déchets en tenant compte des exigences liées à leur gestion ultérieure, et tout particulièrement leur acceptation dans des installations de stockage (article 6.7).

La décision « conditionnement » de l'ASN précise les exigences relatives au conditionnement des déchets en vue de leur stockage et aux conditions d'acceptation des colis de déchets dans les installations de stockage.

### 19.8.2. Les dispositions prises pour les réacteurs électronucléaires

#### *La gestion du combustible utilisé*

EDF utilise deux types de combustibles dans les réacteurs à eau sous pression :

- des combustibles à base d'oxyde d'uranium (UO<sub>2</sub>) enrichi en uranium 235;
- des combustibles constitués par un mélange d'oxydes d'uranium appauvri et de plutonium (MOX).

Après trois à cinq ans en réacteur, les combustibles sont entreposés dans la piscine d'entreposage du combustible de la centrale. Après quelques années, ils sont transférés dans les piscines de l'usine de retraitement d'Orano à La Hague.



### ***La gestion des déchets radioactifs***

Les modalités de gestion des déchets issus directement de l'exploitation des réacteurs comprennent : le « zonage déchets », la collecte, le tri, la caractérisation, le traitement et le conditionnement, l'entreposage, l'expédition.

La collecte est une phase importante de la gestion des déchets dans les installations nucléaires. Les déchets sont collectés de façon sélective, soit directement par le processus, soit par les intervenants au niveau des chantiers (tri à la source).

Les déchets radioactifs résultant de l'exploitation des réacteurs sont essentiellement de très faible, faible ou moyenne activité à vie courte. EDF veille à ce que la production de déchets radioactifs provenant des réacteurs soit aussi réduite que possible en limitant leur production à la source dans une démarche d'amélioration continue. Le volume de déchets à vie courte produit annuellement par tranche a ainsi été divisé par environ trois depuis 1985.

Les déchets très faiblement radioactifs sont expédiés dans un centre de stockage dédié situé à Morvilliers : le Centre industriel de regroupement, d'entreposage et de stockage (Cires) de l'Andra, mis en service en 2003.

Les déchets de faible et moyenne activité à vie courte sont :

- soit expédiés directement, après pré-compactage sur site en fûts métalliques, vers le Centre de stockage de l'Aube (CSA) de l'Andra pour y être à nouveau compactés puis stockés définitivement après bétonnage en fûts métalliques. Certains déchets non compactables sont conditionnés en caissons métalliques. Les plus radioactifs sont conditionnés sur site en conteneurs béton et stockés directement au CSA.
- soit, lorsqu'ils sont incinérables et de faible activité, expédiés en fûts plastiques vers l'unité d'incinération de CENTRACO de Cyclife France, tandis que les ferrailles faiblement contaminées sont dirigées vers l'unité de fusion de la même usine en caisses métalliques. Ce traitement permet ainsi de réduire le volume des déchets et d'économiser les ressources de stockage du CSA.

Par ailleurs, certaines opérations de maintenance exceptionnelle des réacteurs peuvent conduire au remplacement de composants très volumineux tels que des couvercles de cuves. Ces déchets particuliers sont entreposés sur site, puis stockés soit au CSA, soit au Cires.

### **19.8.3. Les dispositions prises pour les réacteurs autres qu'électronucléaires**

#### ***La gestion des déchets***

Les déchets produits par le fonctionnement des réacteurs de recherche (CEA et ILL) sont, pour l'essentiel, dirigés dans des filières d'évacuation vers les exutoires gérés par l'Andra.

Pour l'ILL, les opérations de tri et de conditionnement des déchets radioactifs sont effectuées de manière à optimiser les remplissages des colis de déchets finaux vers les exutoires appropriés.

Ainsi, les déchets de faible et moyenne activité sont conditionnés en caissons de 5m<sup>3</sup> grillagés et pré-bétonnés. Ces déchets sont envoyés au centre de stockage de l'Aube pour y être stockés.

Les déchets solides incinérables de faible et moyenne activité sont expédiés vers l'usine CENTRACO de Cyclife France après compactage en fûts plastique de 200 litres, pour y être incinérés. Les cendres et mâchefers, résidus de l'incinération, sont conditionnés en fûts métalliques épais de 400 litres puis stockés définitivement au CSA.

Les déchets très faiblement radioactifs, majoritairement composés de déchets métalliques et de gravats, sont expédiés au Centre industriel de regroupement, d'entreposage et de stockage (Cires) situé à Morvilliers et également géré par l'Andra.

Pour le réacteur CABRI du CEA, les déchets générés sont issus des activités courantes d'exploitation et sont orientés vers les filières adéquates à l'ANDRA ou sont entreposés sur site pour les déchets sans filière immédiate (DSFI).

#### ***La gestion des combustibles usés***

Les combustibles irradiés des réacteurs de recherche sont évacués vers l'usine de La Hague.

#### **19.8.4. Le contrôle de l'ASNR**

Le contrôle mené par l'ASNR vise, en matière de gestion des déchets radioactifs, d'une part, à vérifier la bonne application des dispositions réglementaires relatives à la gestion des déchets sur les sites de production (par exemple en matière de zonage, de conditionnement ou de contrôles réalisés par l'exploitant), et d'autre part, à vérifier la sûreté des installations dédiées à la gestion des déchets radioactifs (installations de traitement, de conditionnement, d'entreposage et de stockage des déchets).

L'ASNR examine, lors d'inspections, l'organisation des sites et les actions menées en matière de gestion des déchets, depuis leur tri jusqu'à leur conditionnement, et de gestion du combustible usé. Par ailleurs, elle contrôle aussi l'exploitation des zones d'entreposage et de traitement des déchets.

## ANNEXE A – Liste et localisation des réacteurs nucléaires en France

### A.1 Localisation des réacteurs nucléaires

Les 57 réacteurs électronucléaires en fonctionnement au 27 novembre 2024 sont répartis sur le territoire de la France comme indiqués sur la carte ci-dessous. De plus, deux réacteurs de recherche sont en fonctionnement : le RHF de l'ILL à Grenoble (Est) et Cabri au CEA/Cadarache (Sud).

En outre, un réacteur de recherche du CEA est en construction dans le Sud de la France : le RJH au CEA/Cadarache.

### Les centrales nucléaires en France

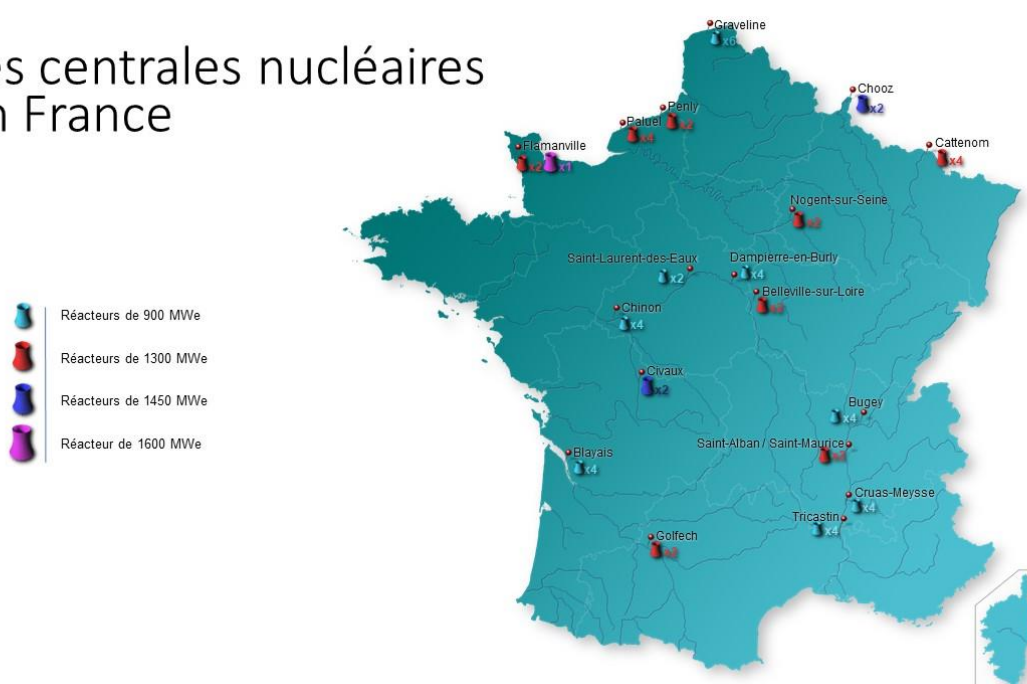


Figure A-1: Carte de France situant les 18 centrales nucléaires en fonctionnement

## A.2 Liste des réacteurs électronucléaires

| DÉNOMINATION ET IMPLANTATION DE L'INSTALLATION                                              | Nature de l'installation                                   |
|---------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------|
| CENTRALE NUCLÉAIRE DU BUGEY (réacteurs 2, 3, 4 et 5)<br>01980 Loyettes                      | 4 réacteurs REP CP0 900 MWe                                |
| CENTRALE NUCLÉAIRE DE DAMPIERRE-EN-BURLY (réacteurs 1, 2, 3 et 4) 45570 Ouzouer-sur-Loire   | 4 réacteurs REP CP1 900 MWe                                |
| CENTRALE NUCLÉAIRE DU BLAYAIS (réacteurs 1, 2, 3 et 4)<br>33820 Saint-Ciers-sur-Gironde     | 4 réacteurs REP CP1 900 MWe                                |
| CENTRALE NUCLÉAIRE DU TRICASTIN (réacteurs 1, 2, 3 et 4)<br>26130 Saint-Paul-Trois-Châteaux | 4 réacteurs REP CP1 900 MWe                                |
| CENTRALE NUCLÉAIRE DE GRAVELINES (réacteurs 1, 2, 3, 4, 5 et 6)<br>59820 Gravelines         | 6 réacteurs REP CP1 900 MWe                                |
| CENTRALE NUCLÉAIRE DE ST-LAURENT-DES-EAUX (réacteurs B1 et B2) 41220 La Ferté-St-Cyr        | 2 réacteurs REP CP2 900 MWe                                |
| CENTRALE NUCLÉAIRE DE PALUEL (réacteurs 1, 2, 3 et 4)<br>76450 Cany-Barville                | 4 réacteurs REP P4 1300 MWe                                |
| CENTRALE NUCLÉAIRE DE CHINON (réacteurs B1, B2, B3 et B4)<br>37420 Avoine                   | 4 réacteurs REP CP2 900 MWe                                |
| CENTRALE NUCLÉAIRE DE FLAMANVILLE (réacteurs 1, 2 et 3)<br>50830 Flamanville                | 2 réacteurs REP P4 1300 MWe<br>1 réacteur REP EPR 1600 MWe |
| CENTRALE NUCLÉAIRE DE CRUAS (réacteurs 1, 2, 3 et 4)<br>07350 Cruas                         | 4 réacteurs REP CP2 900 MWe                                |
| CENTRALE NUCLÉAIRE DE SAINT-ALBAN (réacteurs 1 et 2)<br>38550 Le Péage-de-Roussillon        | 2 réacteurs REP P4 1300 MWe                                |
| CENTRALE NUCLÉAIRE DE CATTENOM (réacteurs 1, 2, 3 et 4)<br>57570 Cattenom                   | 4 réacteurs REP P'4 1300 MWe                               |
| CENTRALE NUCLÉAIRE DE BELLEVILLE-SUR-LOIRE (réacteurs 1 et 2) 18240 Léré                    | 2 réacteurs REP P'4 1300 MWe                               |
| CENTRALE NUCLÉAIRE DE NOGENT-SUR-SEINE (réacteurs 1 et 2) 10400 Nogent-sur-Seine            | 2 réacteurs REP P'4 1300 MWe                               |

|                                                                             |                              |
|-----------------------------------------------------------------------------|------------------------------|
| CENTRALE NUCLÉAIRE DE GOLFECH (réacteurs 1 et 2)<br>82400 Golfech           | 2 réacteurs REP P'4 1300 MWe |
| CENTRALE NUCLÉAIRE DE PENLY (réacteurs 1 et 2)<br>76370 Neuville-lès-Dieppe | 2 réacteurs REP P'4 1300 MWe |
| CENTRALE NUCLÉAIRE DE CHOOZ B (réacteurs 1 et 2)<br>08600 Givet             | 2 réacteurs REP N4 1450 MWe  |
| CENTRALE NUCLÉAIRE DE CIVAUX (réacteurs 1 et 2)<br>BP 1 86320 Civaux        | 2 réacteurs REP N4 1450 MWe  |

Tableau A 1 : Réacteurs électronucléaires en fonctionnement

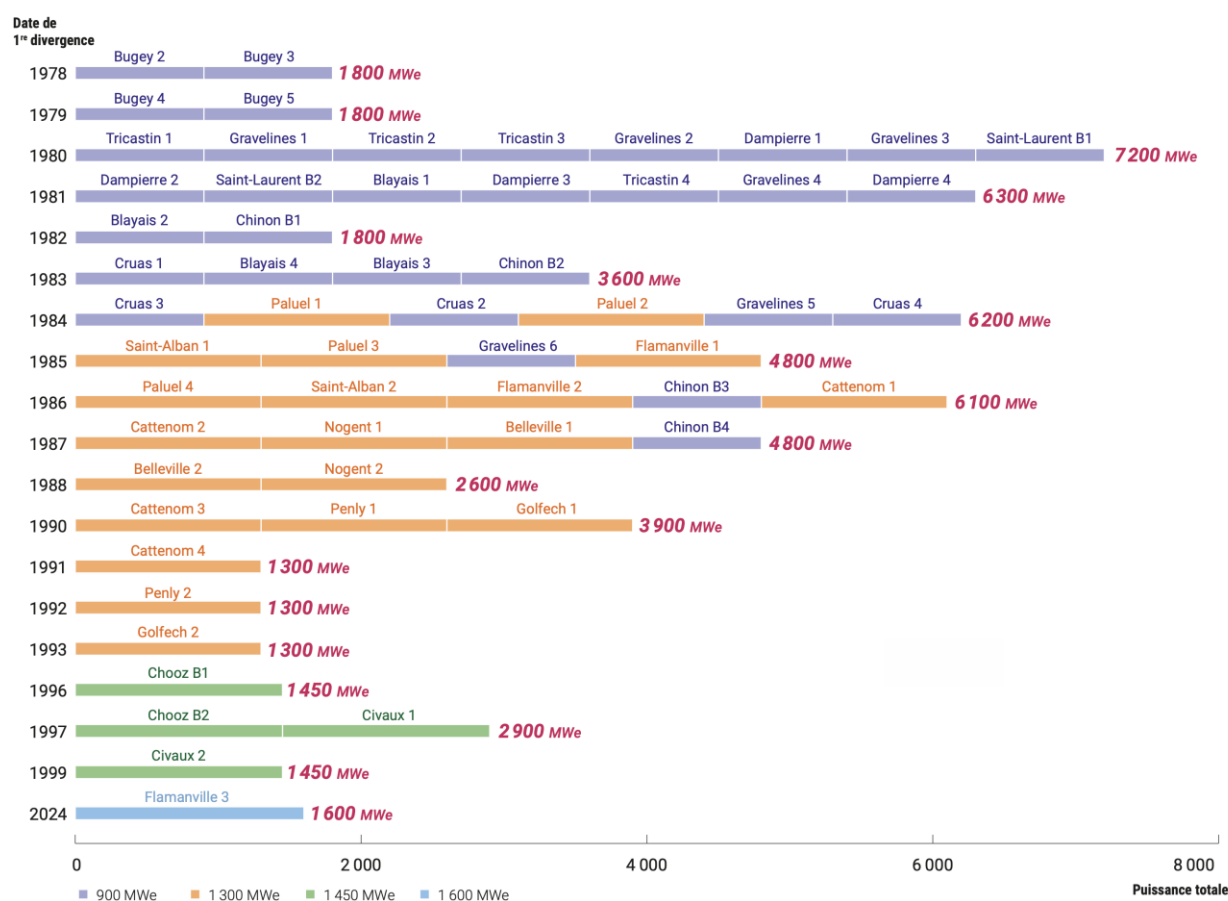


Figure A-2 : Chronologie de première divergence des réacteurs électronucléaires français en fonctionnement

### A.3 Liste des réacteurs nucléaires autres qu'électronucléaires en fonctionnement ou en construction

| DÉNOMINATION ET IMPLANTATION DE L'INSTALLATION                         | Exploitant                          | Nature de l'installation et puissance thermique |
|------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------|-------------------------------------------------|
| CABRI (Cadarache)<br>13115 Saint-Paul-lez-Durance                      | CEA                                 | Réacteur<br>25 MW-th                            |
| RÉACTEUR À HAUT FLUX (RHF)<br>38041 Grenoble Cedex                     | Institut Max von Laue Paul Langevin | Réacteur<br>57 MW-th                            |
| JULES HOROWITZ (RJH) (Cadarache)<br>13115 Saint-Paul-lez Durance Cedex | CEA                                 | Réacteur<br>100MW-th                            |

Tableau A-3 : Réacteurs de recherche<sup>21</sup> en exploitation et en construction

<sup>21</sup> Les réacteurs de recherches à l'arrêt définitif, en cours de démantèlement ou déclassés – hors du périmètre de la Convention – ne figurent pas dans cette liste.

## ANNEXE B – Principaux textes législatifs et réglementaires à fin 2024

### B.1 Codes, lois et règlements

- Loi n° 2006-739 du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs (articles 3 et 4).
- Loi n° 2015-992 du 17 août 2015 relative à la transition énergétique pour la croissance verte.
- Loi n° 2017-55 du 20 janvier 2017 portant statut général des autorités administratives indépendantes et des autorités publiques indépendantes.
- Loi n° 2023-491 du 22 juin 2023 relative à l'accélération des procédures liées à la construction de nouvelles installations nucléaires à proximité de sites nucléaires existants et au fonctionnement des installations existantes.
- Loi n° 2024-450 du 21 mai 2024 relative à l'organisation de la gouvernance de la sûreté nucléaire et de la radioprotection pour répondre au défi de la relance de la filière nucléaire
- Code de l'environnement :
  - Livre I<sup>er</sup> – Titre II – Chapitre V – Section 2 (articles L. 125-10 à L. 125-40) : « Dispositions propres aux activités nucléaires ».
  - Livre V – Titre IV – Chapitre II (articles L. 542-1 à L. 542-14) : « Dispositions particulières à la gestion durable des matières et des déchets radioactifs ».
  - Livre V – Titre IX (articles L. 591-1 à L. 597-46) : « La sécurité nucléaire et les installations nucléaires de base ».
- Code de la santé publique : articles L. 1333-1 et suivants et R. 1333-1 et suivants, relatifs à la protection générale des personnes contre les dangers des rayonnements ionisants.
- Code du travail : articles L. 4451-1 et suivants et R. 4451-1 et suivants relatifs à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants.
- Décret n°2005-1158 du 13 septembre 2005 relatif aux plans particuliers d'intervention concernant certains ouvrages ou installations fixes et pris en application de l'article 15 de la loi n° 2004-811 du 13 août 2004 relative à la modernisation de la sécurité civile.
- Décret n° 2018-437 du 4 juin 2018 relatif à la protection des travailleurs contre les risques dus aux rayonnements ionisants (articles 7 à 11 : dispositions transitoires).
- Décret n° 2019-190 du 14 mars 2019 codifiant les dispositions applicables aux installations nucléaires de base, au transport de substances radioactives et à la transparence en matière nucléaire (articles 4, 8 à 15 : dispositions transitoires).
- Décret n° 2023-1104 du 28 novembre 2023 portant diverses dispositions relatives aux réexamens périodiques des réacteurs électronucléaires et à la mise à l'arrêt des installations nucléaires de base.
- Décret n° 2023-1261 du 26 décembre 2023 précisant les catégories d'opérations liées à la réalisation de réacteurs électronucléaires pouvant être engagées à compter de la délivrance de l'autorisation environnementale.

- Décret n° 2024-296 du 29 mars 2024 définissant la notion de proximité immédiate dans le cadre des mesures d'accélération des procédures liées à la construction de nouvelles installations nucléaires à proximité de sites nucléaires existants et portant diverses adaptations procédurales.
- Arrêté du 1er septembre 2003 définissant les modalités de calcul des doses efficaces et des doses équivalentes résultant de l'exposition des personnes aux rayonnements ionisants.
- Arrêté du 5 janvier 2006 relatif à la consultation du public sur le projet de plan particulier d'intervention de certaines installations, pris en application de l'article R. 741-26 du code de la sécurité intérieure.
- Arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base.
- Arrêté du 10 novembre 1999 relatif à la surveillance de l'exploitation du circuit primaire principal et des circuits secondaires principaux des réacteurs nucléaires à eau sous pression.
- Arrêté du 30 décembre 2015 relatif aux équipements sous pression nucléaires.
- Arrêté du 20 novembre 2017 relatif au suivi en service des équipements sous pression et des récipients à pression simples.
- Ordonnance n° 2016-128 du 10 février 2016 relative à la transposition, pour la partie législative, de la directive du 8 juillet 2014.
- Ordonnance n° 2016-1060 du 3 août 2016 modifiant les règles applicables à l'évaluation environnementale.
- Ordonnance n° 2016-128 du 10 février 2016 étendant le champ du contrôle exercé par l'ASN aux fournisseurs, prestataires ou sous-traitants des exploitants, y compris pour les activités mises en œuvre hors des INB.

## B.2 Décisions réglementaires de l'ASN

Décision n° 2010-DC-0179 de l'ASN du 13 avril 2010 : Procédure d'audition des exploitants d'INB et des CLI avant l'adoption de certains avis ou décisions

Décision n° 2013-DC-0360 du 16 juillet 2013 : Maîtrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement des INB

Décision n° 2014-DC-0417 du 28 janvier 2014 : Règles applicables aux INB pour la maîtrise des risques liés à l'incendie

Décision n° 2014-DC-0444 du 15 juillet 2014 : Arrêts et redémarrages des REP

Décision n° 2014-DC-0462 du 7 octobre 2014 : Maîtrise du risque de criticité dans les INB

Décision n° 2016-DC-0578 du 6 décembre 2016 : Prévention des risques résultant de la dispersion de micro-organismes pathogènes (légionelles et amibes) par les installations de refroidissement du circuit secondaire des REP.

Décision n° 2015-DC-0508 du 21 avril 2015 : Étude sur la gestion des déchets et bilan des déchets produits dans les INB

Décision n° 2015-DC-0532 de l'ASN du 17 novembre 2015 : Rapport de sûreté des INB

Décision n° 2017-DC-0587 du 23 mars 2017 : Conditionnement des déchets radioactifs et aux conditions d'acceptation des colis de déchets radioactifs dans les INB de stockage

Décision n° 2017-DC-0588 du 6 avril 2017 : Modalités de prélèvement et de consommation d'eau, de rejet d'effluents et de surveillance de l'environnement des REP



Décision n° 2017-DC-0592 du 13 juin 2017 : Obligations des exploitants d'INB en matière de préparation et de gestion des situations d'urgence et contenu du plan d'urgence interne.

Décision n° 2017-DC-0616 du 30 novembre 2017 : Modifications notables des INB

Décision n° 2020-DC-0688 du 24 mars 2020 : Habilitation des organismes chargés du contrôle des ESPN

Décision n° 2021-DC-0713 du 23 septembre 2021 : Encadrement de la réalisation de certains essais et analyses relative aux équipements sous pression nucléaires.

Décision n° 2021-DC-0714 du 23 septembre 2021 : Intégration au sein d'une installation nucléaire de base de certains équipements sous pression nucléaires en cours d'évaluation de la conformité.

Décision n° 2023-DC-0770 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 7 novembre 2023 modifiant la décision no 2017-DC-0616 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 30 novembre 2017 relative aux modifications notables des installations nucléaires de base

## ANNEXE C – Organisation des exploitants de réacteurs nucléaires

### C.1 Organisation d'EDF pour les réacteurs nucléaires

Le groupe EDF, un des dix plus grands énergéticiens de la planète, est une société anonyme (EDF S.A.) à conseil d'administration qui intervient, de l'amont à l'aval, sur toute la chaîne de valeur de l'électricité. Il est présent sur l'ensemble des métiers de l'électricité : les productions nucléaire, renouvelable et fossile, le transport, la distribution, la commercialisation, les services d'efficacité et de maîtrise de l'énergie, ainsi que le négoce d'énergie. En France, Électricité de France S.A. est la principale entreprise de production d'électricité et aujourd'hui la seule qui exploite des réacteurs électronucléaires.

Le groupe EDF évolue dans un contexte inédit de relance du nucléaire, qu'il s'agisse de la prolongation de la durée de fonctionnement des centrales existantes, ou de la construction d'un programme de six EPR2. Pour être au rendez-vous, une nouvelle organisation a vu le jour à compter le 1er avril 2024. Elle concerne les activités du nucléaire et de la DIRES (direction innovation, responsabilité d'entreprise et stratégie).

L'organisation pour le nucléaire du groupe EDF s'appuie principalement sur 5 directions (Figure C-1) :

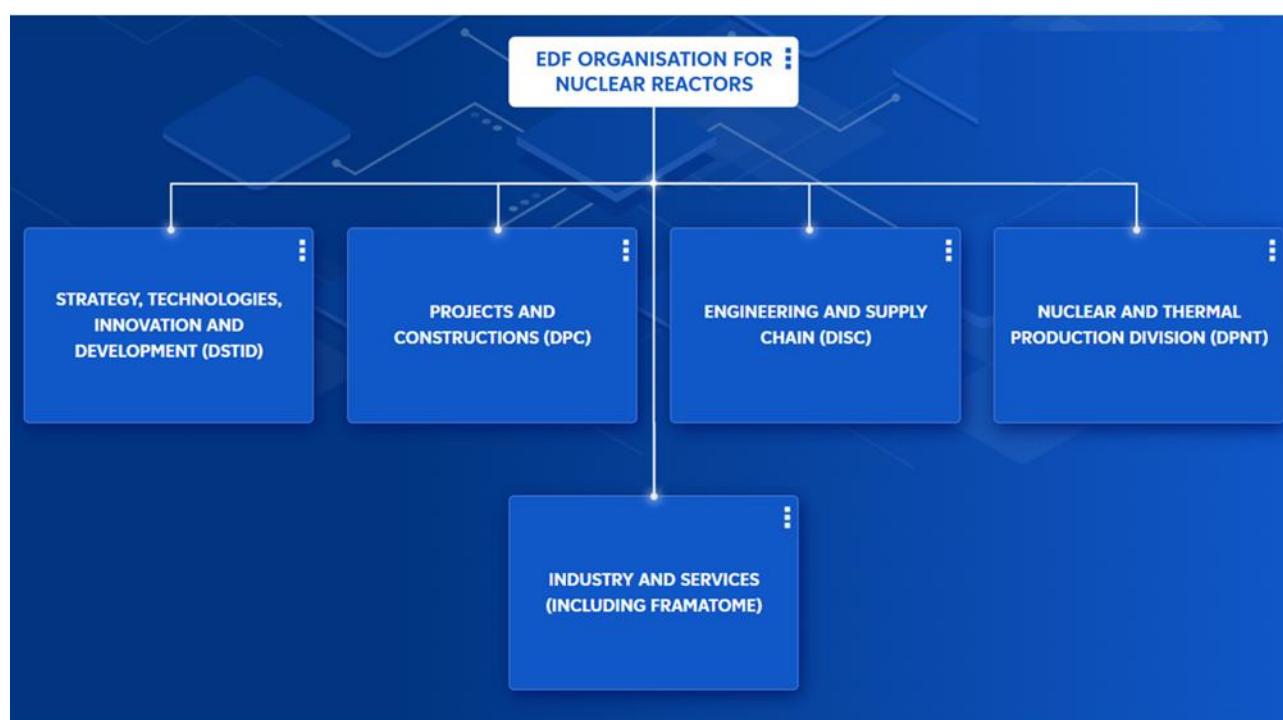


Figure C-1 : Organisation du groupe EDF SA

- la direction stratégie, technologie, innovation et développement (DSTID) qui regroupe les activités stratégiques de préparation de l'avenir et de planification du Groupe. Elle incarne la maîtrise d'ouvrage des projets de construction nucléaire, porte le développement nucléaire à l'international et constitue l'autorité technique et produits. La DSTID oriente et challenge les choix technologiques pour la performance des métiers du Groupe.

- la direction projets et construction (DPC) qui assure la maîtrise d'œuvre des grands projets nucléaires selon le cadre et les objectifs de sécurité, sûreté, qualité, coûts et délais jusqu'au transfert aux équipes d'exploitation.
- la direction ingénierie et supply chain (DISC) qui délivre en qualité, coûts et délais les études, équipements et prestations, en harmonisant les méthodes, outils et référentiels produits/process des projets neufs et des modifications du parc en entreprise étendue. Cette nouvelle direction rassemble toutes les ingénieries nucléaires et les activités en lien avec les fournisseurs : politique industrielle, qualification, achats industriels, approvisionnements, contract management, surveillance des fabrications, etc.
- la direction production nucléaire et thermique (DPNT) qui assure l'exploitation et la maintenance des parcs nucléaire et thermique existants et des nouveaux projets mis en service. Elle continue de déployer les programmes Grand Carénage, START 2025 et s'appuie sur les retours d'expérience des grands chantiers afin de déployer des pratiques de standardisation.
- le pôle industrie et services qui pilote les activités opérationnelles de conception et études, fabrication et services industriels pour la chaudière nucléaire, le combustible, le contrôle-commande (Framatome) et pour d'éventuelles futures filiales industrielles. Il est également président du directoire et directeur général de Framatome.

Ces cinq Directions portent à la fois la conception, la construction de nouveaux réacteurs (en France, l'EPR de Flamanville 3 et les EPR2), le maintien de la sûreté du parc nucléaire en exploitation au plus haut niveau et la réussite des grands travaux de rénovation et de prolongation de la durée de vie du parc existant en toute sécurité, le développement d'une filière industrielle de la déconstruction nucléaire et de la gestion des déchets radioactifs, le renforcement d'une ingénierie nucléaire, performante et innovante, au service des projets de constructions neuves, du programme grand carénage, ou des projets de déconstruction.

Concernant l'exploitation des réacteurs nucléaires en France, **la DPNT** comporte en particulier :

- la Division production nucléaire (DPN), avec l'ensemble des sites en exploitation (CNPE : Centres Nucléaires de Production d'Électricité), l'Unité Nationale d'Ingénierie pour l'Exploitation (UNIE) et l'Unité Technique Opérationnelle (UTO) ;
- la Division Combustible Nucléaire (DCN) ;
- La division programme et stratégie
- la Direction des Projets Déconstruction et Déchets (DP2D).

### **C.1.1 Principes de responsabilités en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection au sein d'EDF S.A.**

EDF S.A. est titulaire des décrets d'autorisation de création de ses INB et exerce la responsabilité d'exploitant nucléaire.

La sûreté nucléaire et la radioprotection s'appliquent à toutes les INB exploitées par EDF SA, ainsi qu'aux transports de substances radioactives en provenance et à destination de celles-ci. Elles concernent toutes les personnes travaillant ou se trouvant dans une INB à quelque titre que ce soit. À cet égard, le groupe EDF a défini et met en œuvre une politique affirmant :

- **la priorité accordée à la protection des intérêts** mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement (sécurité publique, santé et salubrité publique, protection de la nature et de l'environnement), en premier lieu par la prévention des accidents et la limitation de leurs conséquences au titre de la sûreté nucléaire ;

- et la recherche permanente de l'amélioration des dispositions prises pour la protection de ces intérêts.

EDF S.A. agissant en tant qu'exploitant nucléaire, les **responsabilités opérationnelles en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection** sont positionnées à trois niveaux de délégation :

- la présidence d'EDF S.A ;
- les entités nationales : en charge des projets de construction ou d'exploitation des INB et de la conception des modifications des INB ;
- les sites de production nucléaire.

Chacun de ces niveaux de délégation, est chargé de **développer un système de management** qui concourt au respect des **règles de la sûreté nucléaire et de la radioprotection** dans l'organisation et le fonctionnement de son entité et, plus généralement, à la **protection des intérêts** visés par le code de l'environnement. Dans ce sens, il s'assure de la **priorité accordée à la protection des intérêts susmentionnés**.

Les § C.1.2.1 à C.1.2.4 de la présente annexe résument les responsabilités de ces 3 niveaux.

En complément de cette **ligne managériale** responsabilisée sur la sûreté nucléaire et de la radioprotection, chaque niveau de l'entreprise s'appuie sur une **filière indépendante de sûreté (FIS)** (voir Figure C-2) qui porte un **regard indépendant** sur la manière dont le rôle d'exploitant nucléaire est exercé. La FIS veille à la primauté de la sûreté nucléaire en exerçant un **rôle de vérification et d'appui conseil** auprès du management.

Chaque niveau de l'entreprise organise l'intégration de la FIS dans les instances *ad hoc*, de façon à ce que le regard indépendant puisse être porté à bon niveau. À chaque niveau de l'entreprise, la FIS rapporte au dirigeant du niveau concerné.

En cas de manquement grave au respect des règles de sûreté nucléaire, la FIS dispose d'un devoir d'alerte qui peut, le cas échéant, s'adresser au niveau de management supérieur.

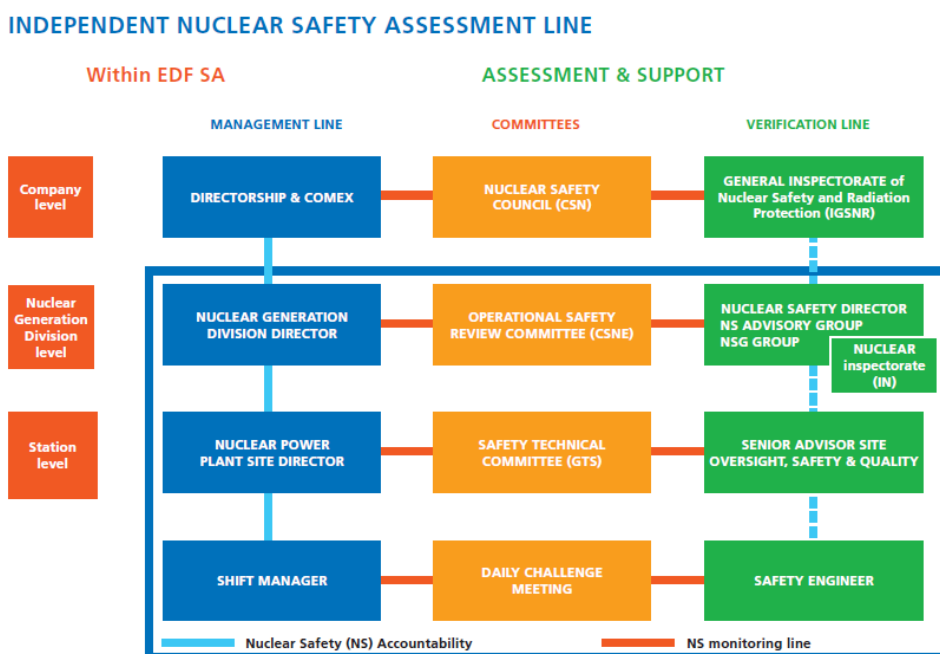


Figure C-2 : Filière indépendante de sûreté (FIS)

### C.1.2 Affectation des responsabilités en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection au sein d'EDF S.A.

En sa qualité d'exploitant nucléaire, la **personne morale EDF S.A.** est représentée par les différentes **personnes physiques suivantes** :

#### *C.1.2.1 Au niveau de la Présidence d'EDF SA*

Dans le cadre de la délégation de pouvoirs qui lui a été consentie par le Conseil d'Administration, **le Président Directeur-Général (PDG)** dispose de tous les pouvoirs nécessaires à l'exercice par EDF S.A. de sa qualité d'exploitant nucléaire. En particulier, il arrête les orientations stratégiques en matière de sûreté nucléaire et fixe les principes généraux d'organisation et de ressources permettant le bon exercice de la responsabilité d'exploitant nucléaire d'EDF S.A., avec le concours du Directeur exécutif groupe en charge de la Production Nucléaire et Thermique et du Directeur exécutif groupe en charge de l'Ingénierie et Projets Nouveau Nucléaire.

Il préside le **Conseil de Sûreté Nucléaire** et s'assure de la cohérence des orientations et des actions essentielles des secteurs de l'entreprise qui peuvent avoir un impact sur la sûreté nucléaire et la radioprotection, y compris dans les domaines comme les achats de biens et de services, la mise en œuvre de formations, la recherche et développement.

Afin de définir et décliner ces orientations stratégiques en principes d'organisation, le PDG d'EDF SA s'appuie, au sein du comité exécutif du Groupe EDF :

- pour les INB en construction (EPR2), sur le **Directeur Exécutif Groupe en charge de La Direction Projets et Construction**, auquel il délègue les pouvoirs nécessaires à l'exercice des fonctions d'exploitant nucléaire, à partir du dépôt de leur demande d'autorisation de création et jusqu'au transfert de leur responsabilité à l'entité en charge de leur exploitation,
- pour les INB en fonctionnement<sup>22</sup> sur le **Directeur Exécutif Groupe en charge du Parc Nucléaire et Thermique**, auquel il délègue les pouvoirs nécessaires à l'exercice des fonctions d'exploitant nucléaire à partir de leur transfert.

**Les deux Directeurs Exécutifs Groupe** sont garants de la prise en compte de la sûreté nucléaire et de la radioprotection, dans leurs périmètres respectifs (INB en construction / respectivement INB en fonctionnement), au sein du comité exécutif du Groupe EDF.

Ils ont la responsabilité d'élaborer les principes généraux d'organisation permettant le bon exercice de la qualité d'exploitant nucléaire d'EDF S.A sur les INB relevant de leurs périmètres (projets de conception-construction / respectivement réacteurs en fonctionnement), et de décliner ces principes au sein de ces INB. Ils s'assurent de la cohérence des orientations et des actions essentielles des secteurs d'EDF SA qui peuvent avoir un impact sur la sûreté nucléaire et la radioprotection. Ils veillent en particulier à garantir la priorité accordée à la sûreté nucléaire pour les investissements et choix patrimoniaux décidés par la Présidence. Ils s'assurent que la conception et la construction des INB tout au long de leur cycle de vie respectent les exigences de sûreté nucléaire applicables. Ils sont les Interlocuteurs de l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection.

<sup>22</sup> Le transfert de la responsabilité d'exploitant se fait en deux temps : sur un périmètre limité aux équipements nécessaires à l'entreposage des assemblages combustibles neufs en piscine à l'arrivée du premier élément combustible sur l'INB (mise en service partielle), puis sur l'ensemble de l'INB à l'occasion du chargement du premier assemblage en cuve (mise en service).

L'Inspecteur Général pour la Sûreté Nucléaire et la Radioprotection veille à la bonne prise en compte des préoccupations de sûreté nucléaire et de radioprotection pour les installations nucléaires de l'entreprise et en rend compte au **Président Directeur-Général**.

#### *C.1.2.2 Au niveau des entités en charge des projets « nouveau nucléaire »*

Le Directeur de Projet EPR2 prend toutes les dispositions nécessaires à l'exercice par EDF S.A. de sa qualité d'exploitant nucléaire. Il s'assure de la priorité accordée à la protection des intérêts susmentionnés, en premier lieu par **une conception, une construction et une mise en service** (jusqu'au transfert de responsabilité à l'entité en charge de l'exploitation) qui vise à **la prévention des accidents et la limitation de leurs conséquences** au titre de la sûreté nucléaire.

Pour le compte du Directeur Exécutif Groupe en charge de la DISC, la **Direction Technique (DT)** a pour mission d'assurer **la maîtrise et la performance des référentiels techniques pour les nouveaux projets nucléaires, comme pour le parc existant**. Elle s'appuie sur la Direction Industrielle (DI) pour associer la filière industrielle à l'élaboration de ces référentiels.

#### *C.1.2.3 Au niveau des entités en charge de l'exploitation des INB et de la conception des modifications des INB à EDF SA*

Sont concernées : la **Division Production Nucléaire (DPN)**, la **Division Programme et Stratégie**.

Dans le cadre de la délégation de pouvoirs qu'il détient du Directeur Exécutif Groupe en charge du Parc Nucléaire et Thermique et sous l'autorité de celui-ci, le **Directeur de la DPN** est le représentant de l'exploitant nucléaire EDF S.A pour l'ensemble des installations en fonctionnement.

Le **Directeur d'Unité (CNPE)** exerce, par délégation du Directeur de la DPN, pour les INB qu'il exploite, la responsabilité d'exploitant nucléaire tout au long de la vie de ces INB. Il peut être amené à arbitrer les décisions prises au sein de la filière nucléaire d'EDF S.A. qui concernent les INB dont il a la charge. Cette responsabilité s'exerce notamment au sein des instances faisant l'objet d'une participation croisée des entités de la filière.

Le Directeur d'Unité établit un système de gestion intégrée pour l'ensemble des INB sous sa responsabilité, qui concourt au respect des règles de la sûreté nucléaire et de la radioprotection dans l'organisation et le fonctionnement de son entité et, plus généralement, à la protection des intérêts visés par le code de l'environnement. Dans ce sens, il s'assure **de la priorité accordée à la protection des intérêts susmentionnés et à son amélioration permanente**, en premier lieu par la **prévention des accidents et la limitation de leurs conséquences au titre de la sûreté nucléaire**. Il veille à développer l'amélioration continue et la prise en compte des meilleures pratiques, y compris internationales...

Le **Directeur Exécutif Groupe en charge du Parc Nucléaire et Thermique** agit comme le Commanditaire de la sûreté nucléaire et de la radioprotection pour les INB en fonctionnement relevant de son périmètre.

**La Maîtrise d'Ouvrage est assurée par la Division Production Nucléaire pour les INB en fonctionnement.**

Le Directeur Exécutif Groupe en charge de la DISC désigne la **Division Ingénierie du Parc, de la Déconstruction et de l'Environnement (DIPDE)** comme « **Design Authority** » pour le compte du Commanditaire et de la Maîtrise d'Ouvrage, pour les INB en fonctionnement. À ce titre, **le Directeur de la DIPDE** garantit que l'état de conception des installations relevant de ce périmètre, et leurs évolutions tout au long de leur cycle de vie, sont conformes aux référentiels de sûreté en vigueur.

La « **Design Authority** » s'appuie pour cela sur les compétences des centres d'ingénierie désignés « **Responsible Designers** », qu'ils soient rattachés à la Direction du Parc Nucléaire et Thermique (DPNT) ou à la DISC.

La **Division Combustible Nucléaire assure la Maîtrise d'Ouvrage des activités liées au cycle du combustible nucléaire**, ainsi que la **Maîtrise d'Ouvrage de l'évacuation des déchets radioactifs**.

#### *C.1.2.4 Au niveau des sites nucléaires*

**Le Directeur de projet Flamanville 3 de la DIPNN est le représentant de l'Exploitant EDF SA jusqu'à la délivrance de l'autorisation de MES définitive.** Suite à la MES partielle pour livraison combustible, **cette représentation est déléguée sur le périmètre de la MES partielle au directeur du CNPE Flamanville 3.**

**Les Directeurs de centres de production nucléaire d'électricité, sont les représentants de l'exploitant nucléaire EDF S.A.** au titre des installations pour lesquelles ils disposent de la délégation du Directeur de la DPN.

En particulier, ces directeurs d'unités prennent toutes dispositions nécessaires à l'exercice de cette responsabilité, dans toutes les phases du processus dont l'entreprise a la charge :

- ils élaborent et mettent en œuvre une politique de protection des intérêts ;
- ils proposent et mettent en œuvre les principes d'organisation et de fonctionnement permettant le respect des règles de la sûreté nucléaire et de la radioprotection ainsi que le bon exercice de la responsabilité d'exploitant nucléaire EDF S.A ;
- ils s'appuient sur un système de management et font vérifier le respect des exigences par un contrôle interne adapté. Dans ce sens, chaque Directeur d'Aménagement, de CNPE (ou directeur de site) s'assure de la primauté de la Sûreté dans la gradation des enjeux. Ils veillent à développer l'amélioration continue et la prise en compte des meilleures pratiques, y compris internationales ;
- ils portent respectivement à la connaissance du Directeur du Projet Flamanville 3 / Directeur de la DPN, pour les INB en fonctionnement, les informations relatives à la Sûreté nucléaire et à la radioprotection. Ils sont les interlocuteurs des autorités nationales et locales compétentes en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection pour les aspects spécifiques aux installations dont ils ont la charge.

## **C.2 Organisation du CEA**

Au CEA, en matière de sécurité, qui inclut la sûreté nucléaire, les responsabilités sont positionnées à trois niveaux de délégation :

- l'Administrateur général, responsable au niveau de l'établissement et, à ce titre, exploitant nucléaire des réacteurs ;
- les directeurs des centres, représentants locaux de l'Administrateur général, en particulier dans sa fonction d'exploitant nucléaire ;
- les chefs d'installation, en charge d'assurer en permanence le respect de la réglementation et des règles internes applicables à leur installation.

Afin de garantir que les objectifs de sécurité sont bien pris en compte au titre du maintien en conditions opérationnelles des réacteurs, le directeur des énergies signe annuellement avec l'Administrateur général un contrat d'objectifs de sécurité qui les formalise. L'exécution de ce contrat d'objectifs fait l'objet d'un suivi par la direction de la sécurité et de la sûreté nucléaire, pour le compte de l'Administrateur général.

### C.3 Organisation de l'ILL

L'Institut Laue-Langevin a été fondé en janvier 1967 par l'Allemagne, la France et le Royaume-Uni, afin de disposer d'une source de neutrons très intense entièrement dédiée à la recherche fondamentale civile. Il est géré par ces trois pays fondateurs (« les associés »), en partenariat avec ses 10 pays membres scientifiques (Espagne, Italie, Suisse, Autriche, République tchèque, Slovénie, Slovaquie, Pologne, Suède, Danemark). Il exploite un réacteur à haut flux de neutrons entièrement dédié à la recherche scientifique.

L'institut est actuellement structuré en quatre divisions.

Le directeur ainsi que les quatre chefs de division constituent le Management Board de l'ILL.

Le service Radioprotection Sécurité Environnement (SRSE) et la cellule Qualité Sûreté Risques (CQSR) sont directement rattachés au directeur de l'ILL.

En ce qui concerne la gestion de l'INB et des installations définies dans le rapport de sûreté, le directeur délègue sa responsabilité d'exploitant au chef de la division réacteur. Pour ce qui est de la protection des intérêts, ce dernier s'appuie sur une cellule Sûreté qui lui est directement rattachée. En tant que chef d'INB, le chef de la division réacteur assume la responsabilité de décider, en dernier ressort, de la sûreté des conditions de fonctionnement du réacteur, des instruments et des dispositifs expérimentaux.

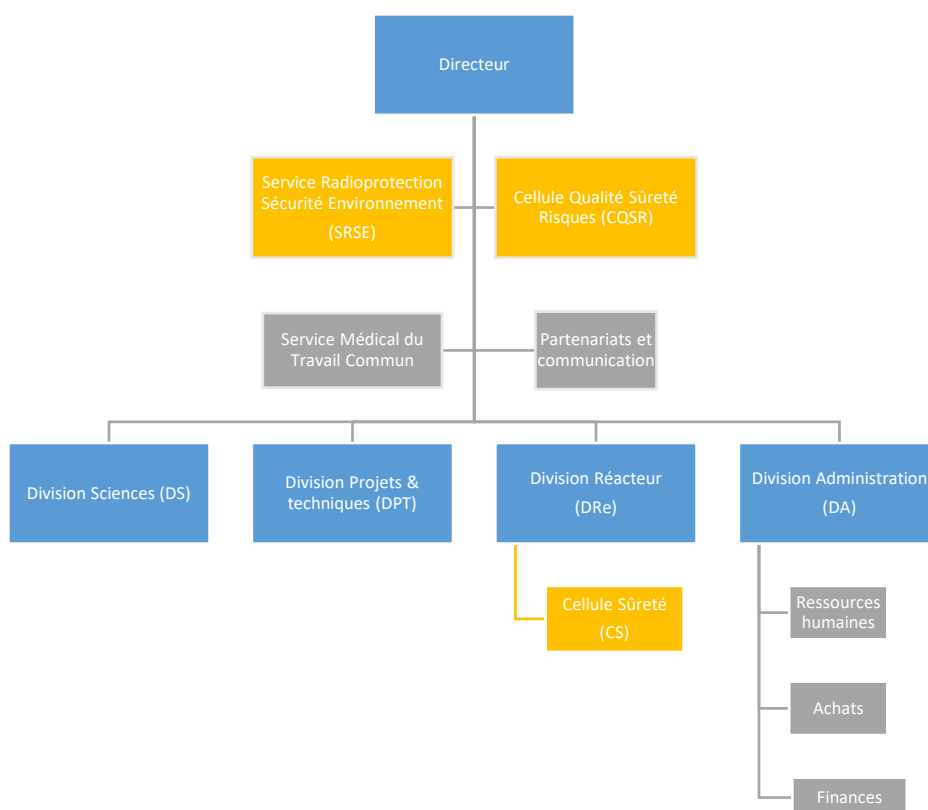


Figure C-3 : Organisation de l'ILL



## ANNEXE D - Surveillance de l'environnement

| Milieu surveillé ou nature du contrôle | Centrale électronucléaire                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                 |
|----------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| Air au niveau du sol                   | <ul style="list-style-type: none"> <li>4 stations de prélèvement en continu des poussières atmosphériques sur filtre fixe avec mesures quotidiennes de l'activité <math>\beta</math> globale (<math>\beta_G</math>). Spectrométrie <math>\gamma</math> si <math>\beta_G &gt; 2 \text{ mBq/m}^3</math>.</li> <li>pour chacune des stations, spectrométrie <math>\gamma</math> sur le regroupement mensuel des filtres quotidiens</li> <li>1 prélèvement en continu sous les vents dominants avec mesure hebdomadaire du tritium (<math>^3\text{H}</math>)</li> </ul>                                                                       |
| Rayonnement ambiant                    | <ul style="list-style-type: none"> <li>10 balises avec mesures en continu aux limites du site (relevé mensuel)</li> <li>4 balises à 1 km avec mesure en continu et enregistrement</li> <li>4 balises à 5 km avec mesure en continu et enregistrement</li> </ul>                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                           |
| Pluie                                  | <ul style="list-style-type: none"> <li>1 station sous le vent dominant (prélèvement en continu) avec mesure de <math>\beta_G</math> et de <math>^3\text{H}</math> sur mélange bimensuel</li> </ul>                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                        |
| Milieu récepteur des rejets liquides   | <ul style="list-style-type: none"> <li>Prélèvement dans la rivière en amont et à mi-rejet, pour chaque rejet (centrale en bord de fleuve) ou prélèvement après dilution dans les eaux de refroidissement et prélèvements bimensuels en mer (centrale en bord de mer) : mesure <math>\beta_G</math>, du potassium (K) et de <math>^3\text{H}</math></li> <li>Prélèvement continu <math>^3\text{H}</math> (mélange moyen quotidien)</li> <li>Prélèvements annuels dans les sédiments, la faune et la flore aquatiques avec mesure de <math>^3\text{H}</math>, de <math>^{14}\text{C}</math> et spectrométrie <math>\gamma</math></li> </ul> |
| Eaux souterraines                      | <ul style="list-style-type: none"> <li>5 points de prélèvement (contrôle mensuel) avec mesure de <math>\beta_G</math>, de K et de <math>^3\text{H}</math></li> </ul>                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                      |
| Sol                                    | <ul style="list-style-type: none"> <li>1 prélèvement annuel de la couche superficielle des terres avec spectrométrie <math>\gamma</math></li> </ul>                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                       |

|          |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                  |
|----------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| Végétaux | <ul style="list-style-type: none"> <li>● 2 points de prélèvement d'herbe (contrôle mensuel) spectrométrie <math>\gamma</math>. Mesures périodiques de <math>^3\text{H}</math>, de carbone 14 (<math>^{14}\text{C}</math>) et du carbone total</li> <li>● Campagne annuelle sur les principales productions agricoles avec mesure de <math>^3\text{H}</math>, de <math>^{14}\text{C}</math> et du carbone total, et spectrométrie <math>\gamma</math>.</li> </ul> |
| Lait     | <ul style="list-style-type: none"> <li>● 2 points de prélèvement (contrôle mensuel) avec spectrométrie <math>\gamma</math> et annuellement mesure de <math>^{14}\text{C}</math> et de <math>^3\text{H}</math>.</li> </ul>                                                                                                                                                                                                                                        |

Tableau D 1 : Nature de la surveillance autour des centrales nucléaires

## ANNEXE E - Bibliographie

### E.1 Documents

- /1/** Convention sur la sûreté nucléaire (CNS), septembre 1994.
- /2/** Principes directeurs concernant les rapports nationaux prévus par la Convention sur la sûreté nucléaire, AIEA - INFCIRC/572/Rev.8, Mars 2025.
- /3/** Convention sur la sûreté nucléaire – Rapport national pour la seconde réunion extraordinaire.
- /4/** Rapports annuels de l'Autorité de sûreté nucléaire.  
<https://www.asn.fr/information/publications/rapports-de-l-asnr>
- /5/** EDF – Rapport de l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire et la radioprotection.
- /6/** CEA - Rapports annuels sûreté nucléaire et radioprotection.  
<https://www.cea.fr/multimedia/Pages/editions/institutionnel/rapport-2020-inspection-generale-nucleaire.aspx>
- /7/** ILL – Rapports annuels.  
<https://www.ill.eu/fr/a-propos-de-ill/documentation/annual-report/>
- /8/** ITER : Rapports annuels  
<https://www.iter.org/fr/transparence-securite-nucleaire-rapport-dinformation>
- /9/** Rapport national français sur la mise en œuvre des obligations de la Convention commune, 2025.  
<https://www.asn.fr/content/download/200235/file/Rapport%20national%20France%20%208eme%20reunion.pdf>

### E.2 Sites Internet

Les documents ci-dessus, ou au moins l'essentiel de leur contenu, ainsi que d'autres informations pertinentes sur le sujet de ce rapport sont disponibles sur Internet. On pourra consulter en particulier les sites suivants :

- Légifrance : [www.legifrance.fr](http://www.legifrance.fr)
- ASNR : [www.asnr.fr](http://www.asnr.fr)
- CEA : [www.cea.fr](http://www.cea.fr)
- EDF : [www.edf.fr](http://www.edf.fr)
- ILL : [www.ill.eu](http://www.ill.eu)
- ITER : [www.iter.org](http://www.iter.org)
- AIEA : [www.iaea.org](http://www.iaea.org)
- Réseau national de mesure de la radioactivité de l'environnement (RNM) : [www.mesure-radioactivite.fr](http://www.mesure-radioactivite.fr)

## ANNEXE F – Liste des principales abréviations

|                |                                                                                                                                                         |
|----------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <b>AEN</b>     | Agence pour l'Energie Nucléaire (OCDE)                                                                                                                  |
| <b>AFCEN</b>   | Association française pour les règles de conception, de construction et de surveillance en exploitation des matériels des chaudières électro-nucléaires |
| <b>AIEA</b>    | Agence internationale de l'énergie atomique                                                                                                             |
| <b>AIP</b>     | Activité importante pour la protection                                                                                                                  |
| <b>ANDRA</b>   | Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs                                                                                                |
| <b>ANCCLI</b>  | Association Nationale des Comités et Commissions Locales d'Information                                                                                  |
| <b>ASG</b>     | Alimentation de secours des générateurs de vapeur                                                                                                       |
| <b>ASNR</b>    | Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (France)                                                                                             |
| <b>CEA</b>     | Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives                                                                                          |
| <b>CEP</b>     | Contrôles et Essais Périodiques                                                                                                                         |
| <b>CFH</b>     | (EDF) Consultant Facteurs Humains                                                                                                                       |
| <b>CFSI</b>    | Risque d'éventuelles fraudes ou contrefaçons (définition AIEA)                                                                                          |
| <b>CIPR</b>    | Commission internationale de protection radiologique                                                                                                    |
| <b>CIRES</b>   | (ANDRA) Centre industriel de regroupement, d'entreposage et de stockage                                                                                 |
| <b>CLI</b>     | Commission locale d'information                                                                                                                         |
| <b>CNPE</b>    | Centres nucléaires de production d'électricité                                                                                                          |
| <b>CODIRPA</b> | Comité directeur pour la gestion de la phase post-accidentelle d'un accident nucléaire ou d'une situation d'urgence radiologique                        |
| <b>CPP</b>     | Circuit primaire principal                                                                                                                              |
| <b>CSA</b>     | (ANDRA) Centre de stockage de l'Aube                                                                                                                    |
| <b>CSC</b>     | Corrosion sous contrainte                                                                                                                               |
| <b>CSN</b>     | Convention sur la sûreté nucléaire                                                                                                                      |
| <b>CSP</b>     | Circuit secondaire principal                                                                                                                            |
| <b>CSPRT</b>   | Conseil supérieur de la prévention des risques technologiques                                                                                           |
| <b>CTC</b>     | Centre technique de crise                                                                                                                               |
| <b>DAC</b>     | Décret d'autorisation de création                                                                                                                       |

|                  |                                                                                  |
|------------------|----------------------------------------------------------------------------------|
| <b>DCN</b>       | (EDF) Division combustible nucléaire                                             |
| <b>DES</b>       | (CEA) Direction des énergies                                                     |
| <b>DGSCGC</b>    | Direction générale de la sécurité civile et de la gestion des crises             |
| <b>DIPNN</b>     | Direction Ingénierie et Projets Nouveau Nucléaire                                |
| <b>DPN</b>       | (EDF) Division production nucléaire                                              |
| <b>DPNT</b>      | (EDF) Direction de la production nucléaire et thermique                          |
| <b>DSSN</b>      | (CEA) Direction de la sécurité et de la sûreté nucléaire                         |
| <b>DUS</b>       | Diesel d'ultime secours                                                          |
| <b>ECOT</b>      | (EDF) Programme d'examen de conformité des tranches                              |
| <b>ECURIE</b>    | European Community Urgent Radiological Information Exchange                      |
| <b>EDF</b>       | Électricité de France                                                            |
| <b>EIP</b>       | Éléments importants pour la protection                                           |
| <b>ELC</b>       | Équipe locale de crise                                                           |
| <b>ENSREG</b>    | Groupe des autorités de sûreté nucléaire des Etats Membres de l'Union Européenne |
| <b>EPR</b>       | European Pressurised Reactor                                                     |
| <b>EPRI</b>      | Electric Power Research Institute                                                |
| <b>EPS</b>       | Étude probabiliste de sûreté                                                     |
| <b>ESPN</b>      | Équipement sous pression nucléaire                                               |
| <b>ESS</b>       | Événements significatifs pour la sûreté                                          |
| <b>ETC-L</b>     | (EDF) Équipe technique de crise locale                                           |
| <b>ETC-N</b>     | (EDF) Équipe technique de crise nationale                                        |
| <b>FARN</b>      | Force d'action rapide nucléaire                                                  |
| <b>FIS</b>       | (EDF) Filière Indépendante de Sûreté                                             |
| <b>FOH</b>       | Facteurs organisationnels et humains                                             |
| <b>FRAMATOME</b> | Anciennement AREVA-NP, chaudiériste nucléaire                                    |
| <b>GIAG</b>      | Guide d'intervention en accident grave                                           |
| <b>GPE</b>       | Groupe permanent d'experts                                                       |
| <b>GIEC</b>      | Groupe d'experts intergouvernemental sur l'évolution du climat                   |
| <b>GPEC</b>      | Gestion prévisionnelle des emplois et des compétences                            |
| <b>GPR</b>       | Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires                         |
| <b>GV</b>        | Générateur de vapeur                                                             |

|                     |                                                                                                                                          |
|---------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <b>HCTISN</b>       | Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire                                                              |
| <b>HERCA</b>        | Association des chefs d'autorités européennes de radioprotection<br>(Head of the European Radiological Protection Competent Authorities) |
| <b>ICPE</b>         | Installations classées pour la protection de l'environnement                                                                             |
| <b>IGN</b>          | (CEA) Inspection générale et nucléaire                                                                                                   |
| <b>ILL</b>          | Institut Laue-Langevin                                                                                                                   |
| <b>INB</b>          | Installation nucléaire de base                                                                                                           |
| <b>INES</b>         | Échelle internationale des événements nucléaires                                                                                         |
| <b>INSAG</b>        | (AIEA) International Nuclear Safety Group                                                                                                |
| <b>IRRS</b>         | Integrated Regulatory Review Service                                                                                                     |
| <b>IRSN</b>         | Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire                                                                                       |
| <b>ITER</b>         | International Thermonuclear Experimental Reactor                                                                                         |
| <b>MHI</b>          | Mitsubishi Heavy Industry                                                                                                                |
| <b>MSNR</b>         | Mission de la sûreté nucléaire et de la radioprotection                                                                                  |
| <b>OPECST</b>       | Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques                                                              |
| <b>ORANO</b>        | Anciennement AREVA-NC, entreprise du cycle du combustible                                                                                |
| <b>ORSEC (plan)</b> | (Plan d') « Organisation de la réponse de sécurité civile »                                                                              |
| <b>OSART</b>        | Operational Safety Review Team                                                                                                           |
| <b>PCC</b>          | (EDF) Poste de commandement des contrôles                                                                                                |
| <b>PCD</b>          | Poste de commandement direction                                                                                                          |
| <b>PCD-L</b>        | (CEA) Poste de commandement direction-local                                                                                              |
| <b>PCD-N</b>        | (CEA) Poste de commandement direction-national                                                                                           |
| <b>PCD-N</b>        | (EDF) Directeur de crise-national                                                                                                        |
| <b>PCL</b>          | (EDF) Poste de commandement local                                                                                                        |
| <b>PCM</b>          | (EDF) Poste de commandement des moyens                                                                                                   |
| <b>PCS</b>          | Plans communaux de sauvegarde                                                                                                            |
| <b>PPE</b>          | Programmation pluriannuelle de l'énergie                                                                                                 |
| <b>PPI</b>          | Plan particulier d'intervention                                                                                                          |
| <b>PTR (bâche)</b>  | Réservoir de refroidissement des piscines d'entreposage de combustibles                                                                  |
| <b>PUI</b>          | Plan d'urgence interne                                                                                                                   |
| <b>PV</b>           | Procès-verbal                                                                                                                            |

|                     |                                                                                           |
|---------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------|
| <b>QSE (System)</b> | (CEA/DES) Système de management intégré « Qualité, Santé/sécurité/sûreté, Environnement » |
| <b>RANET</b>        | (AIEA) Réseau global d'assistance nucléaire<br>(Global Nuclear Response Network)          |
| <b>RCC</b>          | Règles de conception et de construction                                                   |
| <b>RDS</b>          | Rapport de sûreté                                                                         |
| <b>REP</b>          | Réacteur à eau sous pression                                                              |
| <b>REX</b>          | Retour d'expérience                                                                       |
| <b>RFS</b>          | Règles fondamentales de sûreté                                                            |
| <b>RGE</b>          | Règles générales d'exploitation                                                           |
| <b>RHF</b>          | (Institut Laue-Langevin) Réacteur à haut flux                                             |
| <b>RIS</b>          | Circuit d'injection de sécurité                                                           |
| <b>RJH</b>          | Réacteur Jules Horowitz                                                                   |
| <b>RNM</b>          | Réseau national de mesure de la radioactivité de l'environnement                          |
| <b>RP</b>           | Réexamen périodique                                                                       |
| <b>RTE</b>          | Gestionnaire du réseau de transport d'électricité français                                |
| <b>SGDSN</b>        | Secrétariat général de la défense et de la sécurité nationale                             |
| <b>SISERI</b>       | Système d'information de la surveillance de l'exposition aux rayonnements ionisants       |
| <b>SMI</b>          | Système de management de la sûreté intégré                                                |
| <b>SMR</b>          | Petits réacteurs modulaires                                                               |
| <b>SMS</b>          | Séisme majoré de sécurité                                                                 |
| <b>SOH</b>          | (EDF) démarche de prise en compte des aspects Socio-Organisationnels et Humain            |
| <b>SSC</b>          | Systèmes, structures et composants                                                        |
| <b>STE</b>          | Spécifications techniques d'exploitation                                                  |
| <b>TPR</b>          | Revue thématique européenne                                                               |
| <b>TSN (loi)</b>    | Loi « Transparence et sécurité nucléaire »                                                |
| <b>UNIE</b>         | (EDF) Unité d'ingénierie d'exploitation                                                   |
| <b>USIE</b>         | Unified System for information Exchange in Incidents and Emergencies                      |
| <b>VPRS</b>         | Version Préliminaire du Rapport de Sûreté                                                 |
| <b>WANO</b>         | Association mondiale des exploitants nucléaires                                           |