



**RÉPUBLIQUE
FRANÇAISE**

*Liberté
Égalité
Fraternité*



RAPPORT NATIONAL DE LA FRANCE POUR LA RÉUNION COMBINÉE DES 8^E ET 9^E CYCLES D'EXAMEN DE 2023

Convention sur la sûreté nucléaire

France - Août 2022



TABLE DES MATIÈRES

Avant-propos.....	6
PARTIE A. INTRODUCTION.....	7
1. Le programme nucléaire.....	7
2. Politique en matière de sûreté nucléaire	8
3. Politique énergétique	8
PARTIE B. RÉSUMÉ	10
4. Résumé	10
4.1. Faits marquants depuis la 7 ^e réunion d'examen	10
4.2. Principaux événements significatifs relatifs à la sûreté depuis la 7 ^e réunion d'examen	18
4.3. Revues internationales par les pairs	21
4.4. Conclusions de la 7 ^e réunion d'examen	23
4.5. Les activités majeures à venir jusqu'à la prochaine réunion d'examen dans trois ans	28
4.6. Mise en œuvre des principes de la déclaration de Vienne.....	30
PARTIE C. DISPOSITIONS ARTICLE PAR ARTICLE	34
Article 6 Installations nucléaires existantes	34
6.1. Les installations nucléaires en France	34
6.2. Aperçu d'événements liés à la sûreté depuis la 7 ^e réunion d'examen.....	35
6.3. Réévaluation de sûreté des installations nucléaires et améliorations de sûreté associées.....	42
6.4. Mise à l'arrêt définitif de réacteurs	46
Article 7 Cadre communautaire, législatif et réglementaire	48
7.1. Le cadre communautaire, législatif et réglementaire.....	48
7.2. La réglementation technique générale	50
7.3. Les procédures d'autorisation.....	55
7.4. Le système d'inspection et d'évaluation réglementaire des installations nucléaires	60
7.5. Mesures destinées à faire respecter les règlements applicables et les conditions des autorisations.....	65
Article 8 Organisme de réglementation	68
8.1. L'autorité de sûreté nucléaire	68
8.2. Les différents acteurs de l'État intervenant dans le contrôle de la sûreté nucléaire	74
Article 9 Responsabilité du titulaire d'une autorisation.....	76
9.1. La responsabilité première de la sûreté d'une INB.....	76
9.2. La transparence et l'information au public chez les exploitants	78
Article 10 Priorité à la sûreté	80
10.1. Le cadre réglementaire	80
10.2. Les dispositions prises par EDF	80

10.3. Les dispositions prises par le CEA	82
10.4. Les dispositions prises par l'ILL.....	83
10.5. Le contrôle des dispositions prises par les exploitants par l'ASN.....	84
10.6. Les dispositions internes de l'ASN	84
Article 11 Ressources financières et humaines	86
11.1. Les ressources financières	86
11.2. Les ressources humaines.....	88
Article 12 Facteurs humains.....	93
12.1. Le cadre réglementaire	93
12.2. Les dispositions prises pour les réacteurs électronucléaires	93
12.3. Les dispositions prises pour les réacteurs de recherche	94
12.4. Le contrôle de l'ASN	95
Article 13 Assurance de la qualité.....	97
13.1. Le cadre réglementaire	97
13.2. Les dispositions prises pour les réacteurs électronucléaires	97
13.3. Les dispositions prises pour les réacteurs de recherche	100
13.4. Le contrôle de l'ASN	101
Article 14 Évaluation et vérification de la sûreté.....	103
14.1. Évaluation de la sûreté	103
14.2. Vérification de la sûreté	116
Article 15 Radioprotection.....	123
15.1. Le cadre réglementaire	123
15.2. Les dispositions mises en œuvre.....	126
15.3. Le contrôle de l'ASN	135
Article 16 Organisation pour les cas d'urgence.....	137
16.1. Plan et programmes d'urgence.....	137
16.2. Information du public et des pays voisins	150
Article 17 Choix de site	153
17.1. Évaluation des facteurs liés au site	153
17.2. Incidences de l'installation sur les individus, la société et l'environnement	157
17.3. Réévaluation des facteurs liés au site	157
17.4. Consultation d'autres Parties contractantes susceptibles d'être affectées par l'installation.....	161
Article 18 Conception et construction.....	162
18.1. Application du concept de défense en profondeur	162
18.2. Incorporation de techniques éprouvées	165
18.3. Choix de conception.....	171
Article 19 Exploitation.....	176
19.1. L'autorisation de mise en service d'une INB	176
19.2. Les limites et les conditions d'exploitation des INB.....	182
19.3. Procédures d'exploitation, de maintenance, d'inspection et de test.....	183
19.4. Les procédures pour la gestion des incidents et accidents	185
19.5. L'appui en matière d'ingénierie et de technologie	187

19.6. La notification des événements significatifs	188
19.7. Collecte et analyse de l'expérience d'exploitation	190
19.8. La gestion des déchets et du combustible utilisé sur le site	192
ANNEXE A - Liste et localisation des réacteurs nucléaires en France	195
A.1 Localisation des réacteurs nucléaires	195
A.2 Liste des réacteurs électronucléaires	196
A.3 Liste des réacteurs nucléaires de recherche en fonctionnement ou en construction	197
A.4 Liste des réacteurs nucléaires mis à l'arrêt définitif depuis août 2016	198
ANNEXE B - Principaux textes législatifs et réglementaires à fin 2021	199
B.1 Codes, lois et règlements	199
B.2 Décisions réglementaires de l'ASN	200
B.3 Règles fondamentales de sûreté et guides	201
ANNEXE C - Organisation des exploitants de réacteurs nucléaires	204
C.1 Organisation d'EDF pour les réacteurs nucléaires	204
C.2 Organisation du CEA	209
C.3 Organisation de l'ILL	210
ANNEXE D - Surveillance de l'environnement	212
ANNEXE E - Gestion du Covid-19	213
ANNEXE F - Bibliographie	216
F.1 Documents	216
F.2 Sites Internet	216
ANNEXE G - Liste des principales abréviations	217

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 neuvième rapport de la France présenté pour examen, conformément aux dispositions de l'article 5 de la Convention, avant la réunion d'examen combinée des huitième et neuvième cycles qui se tiendra du 20 au 31 mars 2023 à l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA). En effet, comme la 8^e réunion d'examen ne s'est pas tenue en 2020 du fait de l'épidémie de Covid19, les Parties contractantes ont décidé de combiner la 8^e et la 9^e réunion d'examen. Ce neuvième rapport couvre donc la période de référence d'août 2016 à juin 2022.

Il est basé sur le rapport émis en vue la 8^e réunion d'examen et prend en compte des questions posées par les Parties contractantes lors du 8^e cycle d'examen inachevé. 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 politique énergétique ;
- la partie B, qui résume le rapport. Elle comprend notamment un résumé des faits marquants de la période d'août 2016 à juin 2022, un aperçu des questions dont la France a été invitée à rendre compte dans son huitième rapport national lors de la septième réunion d'examen, 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 (ASN), 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), et l'Institut Laue – Langevin (ILL), et après consultation des autres parties concernées (autorités gouvernementales, IRSN).

La présentation de la France à la réunion d'examen combinée de la Convention des huitième et neuvième cycles 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.

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 ces 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, eu égard aux objectifs de sécurité élevés définis. La construction du réacteur EPR en France a commencé en décembre 2007 à Flamanville (Manche).

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.

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 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.

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 termes 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 d'ici 2022, diminuer de 40 % les émissions de gaz à effet de serre entre 1990 et 2030 et atteindre la neutralité carbone d'ici 2050.

Deux documents complémentaires, qui formalisent la stratégie française en matière d'énergie et de climat, ont été adoptés par décret en avril 2020 à l'issue d'une consultation publique :

- 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.

La PPE 2019-2023 prévoit plusieurs actions structurantes pour l'avenir de la filière nucléaire :

- la poursuite du fonctionnement des réacteurs nucléaires au-delà de 40 ans, sous réserve des prises de position de l'Autorité de sûreté nucléaire ;
- la réaffirmation de la stratégie de retraitement du combustible nucléaire jusqu'en 2040 ;
- le lancement de plusieurs chantiers pour définir la place du nucléaire dans le mix électrique à l'horizon 2050 ;
- la diversification des technologies nucléaires avec le soutien au développement de la technologie de petits réacteurs modulaires (SMR).

Comme prévu par la PPE, les deux réacteurs nucléaires de la centrale de Fessenheim ont été arrêtés définitivement, respectivement les 22 février et 30 juin 2020. Les perspectives d'arrêt des réacteurs nucléaires actuellement en fonctionnement devront être précisées en tenant compte des exigences de sûreté et du critère de sécurité d'approvisionnement. Les études en vue du moxage de certains réacteurs de 1300 MWe se poursuivent, comme celles relatives au déploiement du multirecyclage des combustibles dans les réacteurs du parc actuel.

En application de la PPE 2019-2023, le gestionnaire du réseau de transport d'électricité français, RTE, a publié en octobre 2021 le rapport « *Futurs énergétiques 2050* » au terme d'un travail ayant largement associé toutes les parties prenantes concernées. Ce rapport présente six scénarios de mix électrique différents, trois d'entre eux comprenant le développement de nouveaux réacteurs nucléaires, pour atteindre au maximum une part de 50 % de nucléaire dans le mix électrique en 2050, et les trois autres n'en comprenant pas ; l'un de ces derniers aboutit à un mix reposant exclusivement sur des sources d'électricité renouvelables à l'horizon 2050. Cette étude comporte une évaluation économique globale des différents scénarios et conduit à considérer qu'une part d'énergie nucléaire dans le mix électrique français permet d'atteindre avec une plus grande robustesse industrielle les objectifs poursuivis, notamment en matière de neutralité carbone.

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.

Il est prévu qu'une nouvelle loi de programmation en matière d'énergie et de climat soit discutée par le Parlement en 2023 pour traduire la stratégie française dans ces domaines pour la période 2024-2028, et que la PPE et la SNBC soient mises à jour en conséquence en 2024.

B. RÉSUMÉ

4. Résumé

4.1. Faits marquants depuis la 7^e réunion d'examen

4.1.1. La gestion de l'épidémie de Covid-19 dans les centrales nucléaires d'EDF

La crise sanitaire liée à l'épidémie de Covid-19 a nécessité la mise en place de dispositions particulières pour garantir la sûreté des centrales nucléaires d'EDF.

Lors de la première phase de confinement au printemps 2020, EDF a déployé au niveau de chaque CNPE un plan de continuité d'activité local en coordination avec le niveau national.

En termes d'organisation, EDF a adopté des mesures pour garantir la sûreté des installations tout en respectant les règles sanitaires en vigueur. De nombreux salariés ont été placés en télétravail. Pour les personnes dont la présence sur les centrales nucléaires était indispensable, notamment pour les équipes de conduite, des dispositions ont été prises pour réduire les contacts au sein des équipes et pour éviter les croisements entre les différentes équipes (mise en œuvre des équipes « A/B » présentes alternativement sur site pour limiter les contacts physiques, roulement des équipes de quart afin d'organiser la mise « en réserve » d'équipiers de conduite, limitation de l'accès à la salle de commande, instauration de jauges pour répondre aux demandes gouvernementales de réduction des effectifs sur CNPE, prise en compte des gestes barrières dans la réalisation des activités). Des dispositions ont été prises pour garantir la capacité d'intervention en situation de crise. L'ASN a constaté qu'EDF a porté une attention particulière à ce que la sûreté des installations reste la priorité de tous.

Les restrictions de déplacement mises en place par le Gouvernement lors de la première phase de confinement au printemps 2020 ont, dans un premier temps, fortement réduit la capacité d'EDF à réaliser dans les délais prévus les opérations de maintenance programmées pendant les arrêts de réacteur pour rechargement du combustible. Face à ce constat, EDF a décidé de rallonger les durées prévisionnelles de tous les arrêts programmés et d'en repousser ou annuler certains. L'ASN s'est assurée que les décalages des opérations de maintenance et d'arrêt ont été conduits par EDF dans le respect des règles applicables en matière de sûreté.

Voir Annexe E.

4.1.2. Concertation pour le 4^e réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe

Plusieurs actions ont été menées pour associer le public lors de la phase générique¹ du 4^e réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe. Ces actions avaient pour objectifs d'informer le public, de faciliter la compréhension des enjeux de sûreté, d'explicitier les exigences de l'ASN associées au réexamen et de recueillir les attentes, interrogations, questions et positions de différents contributeurs.

¹ 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.

Ainsi, l'ASN a impliqué dès 2016 le public pour l'élaboration de sa position sur les « grands objectifs » du 4^e réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe. Puis, cette démarche s'est poursuivie pour l'élaboration de sa décision générique sur le 4^e réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe au début de 2021.

Par ailleurs, sur proposition de l'ASN, le Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire (HCTISN), en vertu de ses missions d'information, de concertation et de débat sur les risques liés aux activités nucléaires, a décidé de lancer une concertation sur la phase générique du 4^e réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe du parc nucléaire français (32 réacteurs exploités par EDF et répartis sur 8 sites).

Cette démarche de concertation inédite a été mise en œuvre à l'étape de leur 40^e année de fonctionnement afin de recueillir l'avis du public, en ligne et lors des réunions locales de concertation sur les conditions de poursuite du fonctionnement de ces réacteurs de 900 MWe. La conduite de la concertation a reposé sur une pluralité d'acteurs (HCTISN, ASN, IRSN, EDF, ANCCLI, CLI).

Cette concertation s'est tenue du 6 septembre 2018 au 31 mars 2019. L'information et le recueil des questions et avis du public ont été assurés à l'échelle des territoires et à l'échelle nationale, via une plateforme numérique. Au total, 16 réunions réunissant 1300 participants ont été organisées autour de chacun des 8 sites concernés ainsi qu'au sein d'établissements d'enseignement supérieur.

Enfin, l'ASN a publié à cette occasion un numéro des Cahiers de l'ASN intitulé « Centrales nucléaires au-delà de 40 ans : les enjeux du 4^e réexamen périodique des réacteurs nucléaires de 900 MWe ». Les Cahiers de l'ASN sont une nouvelle collection qui s'inscrit dans une démarche d'information pédagogique sur des sujets liés à la sûreté nucléaire et à la radioprotection.

Voir Focus 13 au § 8.1.3.

4.1.3. Position de l'ASN sur les conditions de la poursuite de fonctionnement des réacteurs de 900 MWe

Dans le cadre du 4^e réexamen périodique de sûreté des réacteurs nucléaires de 900 MWe, l'ASN a pris position sur le niveau de sûreté à atteindre pour poursuivre l'exploitation des réacteurs : les objectifs de sûreté à retenir pour ce réexamen ont été définis au regard des objectifs applicables aux réacteurs de nouvelle génération, notamment la réduction des conséquences radiologiques en cas d'accident (avec ou sans fusion du cœur).

En 2020, l'ASN a finalisé, avec l'appui de l'IRSN, l'instruction des études génériques liées au 4^e réexamen. A l'issue de cette instruction, l'ASN a pris position, au début de l'année 2021, sur les conditions de la poursuite de fonctionnement des réacteurs. L'ASN a souligné les objectifs ambitieux du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe et le travail substantiel réalisé par EDF lors de la phase générique en matière d'études de sûreté. Elle a souligné également l'ampleur des modifications proposées par EDF, dont la mise en œuvre apportera 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 modifications majeures en termes d'amélioration de la sûreté des réacteurs de 900 MWe de manière à rapprocher leur niveau de sûreté de celui des réacteurs les plus récents (troisième génération). Ces modifications (voir Focus 17 au Chapitre 14) ont pour objectifs :

1. de diminuer les conséquences radiologiques des accidents sans fusion du cœur ;
2. d'éviter les rejets massifs et les effets durables dans l'environnement des accidents avec fusion du cœur ;
3. de diminuer le risque de fusion des assemblages de combustibles usés en piscine d'entreposage du combustible ;
4. d'améliorer la résistance de l'installation aux agressions.

À l'issue de cette phase générique, EDF réalisera, pour chacun des réacteurs de 900 MWe, la phase spécifique du quatrième réexamen périodique. Les dispositions proposées par EDF pour chaque réacteur donneront lieu à une enquête publique. L'ASN soumettra ensuite à la consultation du public les projets de prescriptions qu'elle jugera nécessaires pour la poursuite du fonctionnement de chacun des réacteurs.

Voir Focus 21 au Chapitre 14.

4.1.4. EPR de Flamanville 3

La construction du réacteur EPR de Flamanville a débuté au mois de septembre 2007. EDF prévoit le chargement du combustible et le démarrage du réacteur d'ici mi-2023.

Le contrôle de l'EPR de Flamanville par l'ASN comprend d'une part l'inspection des activités réalisées sur site et en usine, d'autre part l'instruction du dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'installation.

L'ASN réalise ainsi des inspections, 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 pour la fabrication des ESPN.

L'autorisation de mise en service partielle permettant l'arrivée et l'entreposage du combustible neuf et de grappes sources dans la piscine (voir Focus 20 au § 14.1.3.1 et Focus 34 au § 19.1.2) a été délivrée en octobre 2020 par l'ASN à la suite de son instruction. A ce jour, l'ensemble des assemblages de combustible ont été réceptionnés et entreposés dans la piscine du bâtiment du combustible.

Cette autorisation constitue l'une des étapes préalables à la mise en service du réacteur EPR de Flamanville. La mise en service de l'installation, c'est-à-dire le chargement du combustible dans la cuve du réacteur, est soumise à l'autorisation de l'ASN.

Le dossier en vue de l'autorisation de mise en service, comprenant le rapport de sûreté, les règles générales d'exploitation, le PUI, le plan de démantèlement, une mise à jour de l'étude d'impact et l'étude de maîtrise des risques, fait l'objet d'une instruction de l'ASN, avec l'appui de l'IRSN et des groupes permanents d'experts. Quelques points particuliers relatifs à la conception de certains matériels (soupapes du pressuriseur, système de filtration de la fonction recirculation) ou à la démonstration de sûreté (prise en compte du retour d'expérience du fonctionnement des EPR en exploitation) sont encore en cours d'examen.

L'ASN évalue également la conformité aux exigences réglementaires des ESPN les plus importants pour la sûreté. Certains de ses composants ont fait l'objet d'anomalies qui sont détaillées ci-dessous :

Anomalie de la composition de l'acier au centre du couvercle et du fond de la cuve de l'EPR

L'ASN avait rendu public le 7 avril 2015 une information relative à une anomalie de la composition de l'acier au centre du couvercle et du fond de la cuve de l'EPR de Flamanville 3. Cette anomalie est liée à la présence d'une forte concentration en carbone qui conduit à des propriétés mécaniques moins bonnes qu'attendues.

Framatome a lancé, en lien avec EDF, un programme d'essais afin d'évaluer les propriétés mécaniques. Les résultats montrent que les propriétés mécaniques du matériau sont suffisantes pour prévenir le risque de rupture brutale, compte tenu des chargements appliqués et en postulant l'existence du défaut le plus défavorable. L'ASN a donc considéré que cette anomalie n'est pas de nature à remettre en cause l'aptitude au service du fond et du couvercle de la cuve du réacteur EPR sous réserve de la réalisation de contrôles spécifiques lors de l'exploitation de l'installation afin de s'assurer de l'absence d'apparition de défaut.

Voir Focus 32 au Chapitre 18.

Écarts sur les tuyauteries principales d'évacuation de la vapeur

Au début de l'année 2017, EDF a informé l'ASN d'écart de conception et d'écart de réalisation des tuyauteries principales d'évacuation de la vapeur (circuit VVP) du réacteur EPR de Flamanville. Ces écarts portaient d'une part sur des propriétés mécaniques (résilience) inférieures à celles prévues dans la démarche d'exclusion de rupture² applicable à ces tuyauteries et d'autre part, sur la présence de défauts détectés tardivement (lors des contrôles non destructifs réalisés sur les soudures au moment de la visite complète initiale de l'équipement). L'ASN avait estimé dès 2018 que la remise en conformité de toutes les soudures devait être privilégiée.

EDF avait souhaité pouvoir maintenir en l'état les soudures situées au niveau des traversées de l'enceinte de confinement, en s'appuyant sur un programme d'essais et un renforcement du suivi en service. L'ASN a considéré que la nature et le nombre particulièrement important des écarts survenus lors de la conception et de la fabrication constituaient un obstacle majeur au maintien en l'état de ces soudures et a demandé, en juin 2019, la réparation des soudures avant la mise en service du réacteur.

Depuis, les activités relatives à la réparation des soudures des circuits secondaires de l'EPR de Flamanville ont fait l'objet d'une mobilisation importante d'EDF. En effet, du fait des écarts constatés, une centaine de soudures des circuits secondaires nécessitaient des réparations. EDF a défini des maquettes spécifiques et réalisé des essais pour qualifier les procédés de réparation. L'ASN a exercé une surveillance renforcée de ces chantiers afin de s'assurer de la qualité des nouvelles soudures.

Voir Focus 33 au Chapitre 18.

4.1.5. Surveillance de l'environnement

La France a mis en œuvre un dispositif unique (RNM) pour mettre à la disposition du public sur un site Internet dédié (www.mesure-radioactivite.fr) l'ensemble des résultats de mesures de radioactivité réalisées dans l'environnement par les différents acteurs (services de l'état, collectivités locales, organisations non gouvernementales, établissements publics et exploitants nucléaires) qui participent à la surveillance de la radioactivité de l'environnement. Chaque année, près de 300 000 mesures sont transmises au réseau national de mesure de la radioactivité dans l'environnement (RNM), dont la base de données comporte à ce jour plus de 2,5 millions de résultats de mesures.

En 2019 et 2021, ont été publiés respectivement les bilans des périodes 2015-2017 et 2018-2020 de l'état radiologique de l'environnement français, présentant l'analyse et l'interprétation par l'IRSN de l'ensemble des mesures environnementales faites dans le cadre du RNM. A partir des résultats de mesures effectuées dans les différents compartiments de l'environnement (air, eau, sols, lait, productions agricoles...), l'IRSN a procédé à une évaluation de l'exposition radiologique des populations au travers des différentes voies d'exposition possibles, montrant que les doses reçues par les populations riveraines des sites sont généralement très faibles, de l'ordre du microsievert par an, soit le millième de la limite réglementaire (1 mSv/an).

Enfin, le bilan 2018-2020 présente les mesures de radionucléides dans l'environnement à la suite de divers événements survenus durant cette période (rejet accidentel de sélénium 75 par une installation belge en mai 2019, incendie de la lingerie de la Hague en février 2020, incendies de forêt sur les zones contaminées par l'accident de Tchernobyl au printemps 2020 et incendie dans un sous-marin nucléaire dans le port de Toulon

² Pour mémoire, l'application d'une démarche d'exclusion de rupture consiste, dans son principe, à ne pas étudier dans la démonstration de sûreté nucléaire les conséquences de la rupture d'une tuyauterie, car cette rupture est rendue extrêmement improbable avec un haut degré de confiance. L'application de cette démarche doit conduire à renforcer les deux premiers niveaux de défense en profondeur : elle s'appuie donc sur des dispositions particulièrement exigeantes en matière de conception, de fabrication et de suivi en service de ces tuyauteries.

en juin 2020). Bien que de très faibles traces de ces événements aient pu être ponctuellement mesurées sur les équipements de surveillance de la radioactivité de l'environnement opérés par l'IRSN sur le territoire français, aucune élévation anormale de la radioactivité ambiante lors n'a été mise en évidence lors de ces événements, qui n'ont eu aucun impact sanitaire pour la population.

Voir Focus 27 et 28 au Chapitre 15.

4.1.6. Evolutions des pratiques d'inspections

En 2017, l'ASN a créé le poste d'inspecteur en chef dont la mission principale est d'animer la politique d'inspection de l'ASN. Sous l'impulsion de l'inspecteur en chef, l'ASN fait évoluer ses pratiques d'inspections. Quelques exemples en sont donnés ci-après :

Irrégularités

Le risque d'irrégularités mis en évidence, depuis 2015, chez des fabricants, des fournisseurs ou des organismes de contrôle connus a donné lieu à des évolutions des pratiques de contrôle de l'ASN.

L'ASN a engagé en 2016 une réflexion sur l'adaptation des pratiques de contrôle des INB dans un contexte d'irrégularité. 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 les parquets 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.

De plus, la question de l'intégrité des données, liée au risque de fraude dans la mesure où des faiblesses sur la traçabilité peuvent faciliter les irrégularités, est abordée de plus en plus fréquemment et fait l'objet de demandes dans certaines lettres de suite d'inspections.

Voir Focus 23 au Chapitre 14.

Contrôle des arrêts de réacteur

L'ASN a fait évoluer ses modalités de contrôles des arrêts de réacteur. Celles-ci reposaient jusqu'à présent principalement sur une instruction des dossiers présentant le programme de travaux lors de l'arrêt du réacteur ainsi que son bilan.

Dans le cadre de son plan stratégique 2018-2020, l'ASN a expérimenté en 2019, au cours de dix arrêts de réacteur, un allègement de ses instructions documentaires et un renforcement de ses contrôles de terrain,

notamment sur les activités de contrôle et de maintenance. Cette démarche l'a conduite à réaliser plus d'inspections en lien avec ces arrêts. Compte tenu du retour positif de cette expérimentation, l'ASN a généralisé cette nouvelle approche de contrôle pour tous les arrêts programmés pour rechargement de combustible par EDF. Ces nouvelles modalités de contrôle permettent de diriger les ressources de l'ASN vers les activités présentant le plus d'enjeux, de rendre le contrôle plus efficace et de repositionner EDF comme le premier responsable de la sûreté de ses installations.

Des inspections adaptées en période de crise sanitaire

Lors de la crise liée à l'épidémie de Covid, les inspecteurs, tout comme les exploitants et responsables d'activités nucléaires, ont été soumis à des restrictions touchant leur travail, destinées à enrayer la propagation de l'épidémie. L'ASN a immédiatement lancé des réflexions sur les moyens à mettre en œuvre pour la poursuite des inspections. En premier lieu, les inspections sur site ont été suspendues, sauf cas de nécessité tel que la survenue d'un événement significatif.

En contrepartie, de nouvelles pratiques de contrôle, à distance, ont été rapidement mises en place. Ces contrôles portent notamment sur l'examen de documents liés au fonctionnement courant accompagnés d'audio- ou visio-conférences avec l'exploitant. L'ASN a par ailleurs utilisé des outils numériques peu utilisés jusqu'alors, comme par exemple l'examen à distance de paramètres physiques d'exploitation des réacteurs en temps réel ou en temps différé. Compte tenu de la forte réduction des activités de maintenance des installations, ce type de contrôle, dans les réacteurs nucléaires, a d'abord ciblé les activités d'exploitation (conduite des réacteurs, essais périodiques, etc.).

D'abord vues comme un pis-aller en l'attente de la mise en place de protocoles sanitaires pour accéder aux installations, ces inspections ont démontré leur intérêt, en complément des inspections sur site : possibilité d'accéder à distance et en temps quasi-réel à certaines bases de données ; possibilité d'examiner des documents en y consacrant plus de temps que cela n'est possible sur site.

Ces nouvelles formes de contrôle n'ont pas vocation à se substituer à la présence sur le terrain, qui reste essentielle pour appréhender les enjeux liés à une installation nucléaire, examiner l'état des locaux et des matériels, observer la réalisation de travaux et comprendre les interactions entre les intervenants. Elles permettent en revanche d'optimiser la présence des inspecteurs sur le terrain, qui peuvent ainsi se concentrer sur ce qui ne peut pas être contrôlé à distance.

Cette crise a été un puissant accélérateur des transformations déjà en cours, mais aussi le point de départ de nouvelles pratiques de contrôle.

Mise en situation en conduite incidentelle et accidentelle sur simulateur

L'ASN a développé des inspections spécifiques comprenant d'une part la mise en situation d'équipe de conduite sur le simulateur pleine échelle de réacteur, d'autre part l'application des actions sur le terrain, demandées par les consignes de conduite incidentelle et accidentelle, sans cependant manœuvrer les organes.

Ces inspections ont pour objectif de vérifier la capacité de l'équipe de conduite à gérer un scénario accidentel, notamment :

- sur la durée quasi-complète d'un quart en respectant les bonnes pratiques en vigueur (communication opérationnelle, autocontrôle, responsabilités des acteurs, etc.),
- lors des phases de retour à l'état sûr,
- lors des phases de relèvement,
- l'applicabilité, sur le terrain, des fiches de manœuvre liées aux procédures.

Pour ce faire, l'ASN a sollicité les services de formation de plusieurs centrales afin de concevoir des scénarios permettant d'examiner ces points. Ces scénarios ont été joués en présence d'une équipe d'inspecteurs, ce qui a permis à l'ASN d'examiner in situ le comportement d'une équipe de conduite en salle de simulateur et sur le terrain, son savoir-faire et l'applicabilité des consignes de conduite incidentelle et accidentelle (CIA) et ainsi d'apprécier la qualité de la formation des équipes de conduite aux situations accidentelles.

Voir Focus 11 au Chapitre 7.

4.1.7. Gestion post- accidentelle

Le Comité directeur pour la gestion de la phase post-accidentelle (Codirpa) a vocation à proposer au Gouvernement des évolutions dans la stratégie nationale de protection de la population et de reconquête des territoires à la suite d'un accident nucléaire.

Ce comité a proposé en 2019 au Gouvernement des évolutions dans la stratégie de gestion post- accidentelle des conséquences d'un accident nucléaire pour intégrer les enseignements de l'accident de Fukushima et des exercices de crise nationaux. Ces évolutions consistent à simplifier la définition des zones de protection de la population visant à protéger celle-ci du risque d'exposition externe (périmètre d'éloignement des populations (zone non habitable) et à limiter son exposition au risque de contamination par ingestion (périmètre de non-consommation des denrées fraîches produites localement, utilisation des Niveaux maximaux admissibles de contamination radioactive définis au niveau européen pour le commerce des denrées alimentaires). Ces évolutions de la doctrine post-accidentelle en France ont été validées en 2020 par le Gouvernement et seront déclinées dans le plan national de réponse à un accident nucléaire ou radiologique majeur ainsi que dans les plans particuliers d'intervention autour des installations lors de leurs futures mises à jour.

Le Premier ministre a confié en 2020 au Codirpa un nouveau mandat pour la période 2020-2024 avec un axe de travail important portant sur l'accompagnement de la population et le développement d'une culture de radioprotection. De nouveaux travaux ont déjà été lancés dans le cadre de ce nouveau mandat et ont conduit à plusieurs avancées concrètes, fondées sur une écoute et une association des acteurs concernés :

- un document présentant un jeu de « questions-réponses » relatives aux conséquences sanitaires d'un accident nucléaire, spécialement destiné aux professionnels de santé ;
- un guide pratique pour les habitants d'un territoire contaminé par un accident nucléaire : il est composé de 28 fiches thématiques et rassemble des bonnes pratiques de radioprotection, des conseils de vie quotidienne ainsi que des informations sur la radioactivité, sur l'environnement et sur les méthodes de mesure de la radioactivité ;
- l'élaboration de consignes relatives à l'alimentation en situation post-accidentelle de denrées fraîches localement produites : ces consignes ont été mises en débat auprès de quatre panels citoyens à proximité de centrales nucléaires afin d'évaluer la compréhension des actions de protection proposées et leur acceptabilité, ce qui est crucial pour qu'elles soient appliquées.

Voir Focus 29 et 31 au Chapitre 16.

4.1.8. Etude « Futurs énergétiques 2050 »

En réponse à une saisine du Gouvernement, le gestionnaire du réseau national de transport d'électricité, RTE, a lancé en 2019 une large étude sur l'évolution du système électrique intitulée « Futurs énergétiques 2050 ». Cette étude analyse les évolutions de la consommation et compare six scénarios d'évolution du système électrique qui garantissent la sécurité d'approvisionnement et l'atteinte des objectifs de la stratégie nationale bas-carbone.

Cette étude repose sur une démarche inédite en matière de concertation : une quarantaine de réunions ont été menées et ont rassemblé des experts d'une centaine d'organismes différents (entreprises du secteur de l'énergie, ONG, associations, think-tanks et instituts, autorités de régulation, administrations publiques, etc.). Cette concertation a conduit à faire évoluer les scénarios et à y intégrer de multiples variantes.

RTE a retenu deux familles de scénarios, selon que les nouveaux investissements dans le parc de production se portent exclusivement sur les énergies renouvelables (scénarios « M ») ou sur un mix plus diversifié technologiquement, c'est-à-dire une combinaison d'énergies renouvelables et de nouveaux réacteurs nucléaires (scénarios « N »).

Cinq des six scénarios présentés reposent sur le maintien d'un parc électronucléaire, dont un scénario reposant sur la poursuite de fonctionnement de l'essentiel des réacteurs actuels jusqu'à 60 ans et de quelques-uns au-delà. Trois des six scénarios prévoient la construction de nouveaux réacteurs de type EPR2, ce qui constitue un défi industriel.

Cette étude met l'accent sur les implications techniques, économiques et sociétales des différentes orientations de politique énergétique. Elle identifie la nécessité de disposer vers 2030 d'éléments sur la capacité des réacteurs nucléaires à fonctionner jusqu'à 60 ans.

4.1.9. Un nouveau plan stratégique, une nouvelle politique de contrôle de l'ASN

Afin d'exercer ses responsabilités et faire progresser la sûreté nucléaire et la radioprotection, l'ASN doit mettre en œuvre des actions proportionnées aux enjeux et cohérentes. Dans ce but, l'ASN s'appuie sur ses valeurs (indépendance, compétence, rigueur, transparence), sur l'engagement de son personnel et sur une politique d'amélioration continue.

Durant l'année 2017, l'ASN a mené un travail pour renouveler en profondeur sa stratégie et pour adapter les modalités du contrôle aux enjeux en cours et à venir. Tout le personnel de l'ASN a contribué à l'élaboration d'un nouveau plan stratégique et d'une nouvelle politique de contrôle, qui a été mise en œuvre à partir de 2018. Cette politique mettait l'accent sur :

- le renforcement d'une approche graduée : la décision « modifications notables » adoptée en novembre 2017 permet de limiter les procédures d'autorisation aux modifications qui présentent le plus d'enjeux. Par ailleurs, l'ASN a mis en place, dans son programme d'inspections, un système de priorité afin de consacrer plus d'efforts aux inspections à forts enjeux ;
- le renforcement de l'efficacité de l'action de terrain de l'ASN : l'ASN a fait évoluer ses pratiques de contrôle pour mieux tenir compte des évolutions contextuelles. Par ailleurs, des fiches dites « code de la route en INB » ont été élaborées pour mieux partager le REX des situations rencontrées sur le terrain par les inspecteurs.

Aujourd'hui, l'ASN est confrontée à une somme inédite de sujets et de transformations à forts enjeux, qui sont de plus au cœur de débats politiques et sociétaux : le nucléaire devient en effet un enjeu politique qui constitue un élément important de la transition énergétique dans un contexte d'urgence climatique. Dans le cadre de l'élaboration de son nouveau plan stratégique, l'ASN a donc engagé fin 2021 une réflexion sur les enjeux futurs et les évolutions auxquelles elle doit se préparer :

- l'ASN devra contrôler un parc d'installations « en période de transition » dans la mesure où d'une part se pose pour nombre d'entre elles, la question de la poursuite de leur fonctionnement et l'échéance de leur arrêt, et d'autre part un nombre inédit d'installations neuves (en conception ou en chantier) est envisagé ;

- l'attente de nos concitoyens de plus d'écoute et de pédagogie de la part de l'état. Dans les domaines de la gestion des risques, on constate que de meilleurs résultats sont obtenus quand les différents acteurs s'approprient les enjeux et les mesures de protection. Ceci implique en préalable un travail important de pédagogie ;
- au plan international, un élément marquant de la période qui s'ouvre est l'évolution de la géopolitique : le centre de gravité du nucléaire se déplace vers l'Asie et une divergence de plus en plus importante est constatée dans les choix de politique nucléaire en Europe. L'ASN devra donc redoubler d'effort pour faire prévaloir, en lien avec ses partenaires européens, une vision ambitieuse de la sûreté nucléaire à l'échelle internationale ;
- l'ASN devra continuer d'adapter ses modes de fonctionnement pour rester attractive et se doter de compétences pour faire face à ces nouveaux enjeux.

Ces évolutions ont été partagées, débattues pour recueillir la vision de l'ensemble du personnel lors de séminaires organisés au siège de l'ASN et dans ses divisions territoriales sur les enjeux. Cette démarche « collaborative » est primordiale car ces enjeux vont guider les actions de l'ASN dans le futur et donc le travail de l'ensemble du personnel. Le nouveau plan stratégique sera finalisé lors d'une convention regroupant l'ensemble du personnel en octobre 2022.

4.2. Principaux événements significatifs relatifs à la sûreté depuis la 7^e réunion d'examen

Défaut de résistance de la digue du canal de Donzère-Mondragon protégeant la centrale nucléaire du Tricastin

En août 2017, EDF a déclaré à l'ASN un événement significatif pour la sûreté relatif à un risque de rupture d'une partie de la digue du canal de Donzère-Mondragon pour le séisme le plus important étudié dans la démonstration de sûreté nucléaire.

Au regard de l'analyse des conséquences potentielles pour la sûreté de la rupture de cette portion de digue, l'ASN a imposé la mise à l'arrêt provisoire des quatre réacteurs de la centrale nucléaire du Tricastin. Les évaluations montraient en effet que l'inondation résultant de la rupture de la digue pouvait conduire à un accident avec fusion du combustible nucléaire des quatre réacteurs tout en rendant particulièrement difficile la mise en œuvre des moyens de gestion d'urgence internes et externes.

EDF a réalisé en 2017 des renforcements de la portion de la digue concernée pour assurer la résistance au séisme majoré de sécurité. A la suite de ces travaux, l'ASN a donné son accord au redémarrage des réacteurs.

Voir Focus 1 au Chapitre 6.

Événement significatif pour la sûreté relatif à un risque de perte totale ou partielle de la source froide

Au printemps 2017, à la suite d'une demande de l'ASN, EDF a réalisé des contrôles sur les tuyauteries du réseau de protection incendie de la centrale nucléaire de Belleville-sur-Loire. Ces contrôles ont mis en évidence, sur deux tronçons du circuit de protection contre l'incendie, un état dégradé des tuyauteries, présentant des épaisseurs ne permettant pas de respecter les exigences garantissant leur résistance au séisme. EDF a étendu ses investigations aux tuyauteries du circuit de filtration d'eau brute, situées eux aussi dans les locaux de la station de pompage du circuit d'eau brute secourue, ainsi qu'à tous les réacteurs en exploitation.

En cas de séisme, la rupture de ces tuyauteries pourrait entraîner le noyage des pompes du circuit de filtration d'eau brute et donc la perte de la source froide.

EDF a mis en œuvre rapidement des solutions de réparation des tronçons de tuyauteries défectueux et des dispositions compensatoires afin de sécuriser les deux voies redondantes du circuit SEC, et a achevé les actions de réparation définitive fin 2018. L'ASN contrôle, notamment dans le cadre de ses inspections, que les réparations sont correctement réalisées.

Voir Focus 4 au Chapitre 6.

Événement significatif pour la sûreté relatif à des composants électriques défectueux rendant indisponibles des systèmes de sûreté

Le 18 décembre 2019, EDF a déclaré un événement significatif pour la sûreté relatif à des défauts sur des composants de cellules électriques rendant indisponibles des systèmes de secours du réacteur 2 de la centrale nucléaire de Penly.

Dans le cadre de l'arrêt du réacteur pour renouvellement du combustible en juillet 2019, EDF a procédé au remplacement de contacts d'insertion de contacteurs de ces tableaux électriques. Les travaux ont eu lieu simultanément sur les voies A et B, car ils n'avaient pas pu être réalisés sur la voie A lors d'un arrêt précédent. Vingt-huit contacts d'insertion remplacés sur ces tableaux électriques et appartenant à un même lot de fabrication se sont avérés défectueux, ce qui a conduit EDF à considérer comme indisponibles les pompes des systèmes de sauvegarde et de refroidissement du réacteur concernées par l'anomalie et alimentées par ces tableaux électriques.

EDF a remplacé les 28 contacts d'insertion concernés du réacteur 2 de la centrale de Penly par des pièces conformes avant le redémarrage du réacteur. Par ailleurs, EDF s'est assuré que les autres réacteurs du parc n'étaient pas affectés.

Voir Focus 5 au Chapitre 6.

Non-conformités détectées sur des sources électriques

Dans le cadre de contrôles prescrits par l'ASN relatifs à la conformité des sources électriques de ses réacteurs, en particulier des groupes électrogènes de secours à moteur diesel, EDF a détecté depuis 2020 des anomalies portant sur des défauts de résistance au séisme sur de nombreux réacteurs. Ces défauts concernent le mauvais montage de raccords en élastomère de tuyauteries, la corrosion de certaines portions de tuyauteries ou de leurs supports, des défauts de connectique au niveau de certaines armoires électriques et des défauts d'ancrage d'armoires électriques ou d'aéroréfrigérants de circuits de refroidissement.

L'ensemble des défauts constatés a fait l'objet de réparations par EDF, ou, pour ce qui concerne le mauvais montage de certains raccords en élastomère, d'une surveillance renforcée jusqu'au prochain arrêt du réacteur, au cours duquel ils sont remplacés.

Voir Focus 6 au Chapitre 6.

Défaut dans la mise en œuvre d'un procédé de traitement thermique de détensionnement lors de la fabrication de générateurs de vapeur

En 2019, le fabricant Framatome a mis en évidence que certains procédés mis en œuvre pour l'assemblage des composants de générateurs de vapeur lors du traitement thermique de détensionnement³ (TTD) avaient conduit à une maîtrise insuffisante des températures appliquées aux soudures traitées.

EDF a justifié du maintien de l'intégrité des équipements concernés, en s'appuyant sur des résultats d'essais réalisés sur des maquettes représentatives, sur des coupons de matière et en appliquant des modèles numériques de prédiction des températures. Par ailleurs, lors de chaque arrêt de réacteur et avant le redémarrage, des contrôles complémentaires (mesures d'épaisseur et recherche de défauts par examen non destructif) ont été mis en œuvre sur les soudures concernées.

L'ASN a interrogé les autres fabricants de gros équipements (Westinghouse et MHI), afin de vérifier la pertinence de mise en œuvre des procédés de traitement thermique de détensionnement qu'ils utilisent. Des essais et des simulations numériques sont en cours de réalisation, notamment pour s'assurer que les conditions de fabrication chez les deux fabricants permettent d'assurer la conformité des opérations de traitement thermique, par rapport aux plages de température qui sont prévues dans le code RCC-M.

Voir Focus 7 au Chapitre 6.

Détection de corrosion sous contrainte

En novembre 2021, à l'occasion de la deuxième visite décennale du réacteur 1 de Civaux (palier N4), des contrôles par ultrasons réalisés sur les quatre branches froides du circuit d'injection de sécurité (RIS) ont mis en évidence des indications sur chacune des 4 lignes.

La signature des résultats de contrôles étant atypique, des examens approfondis ont été menés. Les quatre coudes ont été découpés et expertisés en laboratoire. Les expertises menées montrent la présence de fissures initiées en peau interne de la tuyauterie, avec une propagation intergranulaire qui est typique de la corrosion sous contrainte (CSC), non attendue compte tenu des dispositions de conception, de fabrication, et d'exploitation.

Au regard de l'origine inattendue des fissurations de quelques millimètres, EDF a pris la décision :

- de mettre à l'arrêt les 4 réacteurs du palier N4,
- de contrôler les tuyauteries des réacteurs des paliers 900 et 1300 MWe à l'arrêt pour maintenance,
- de mettre à l'arrêt pour contrôle les 6 réacteurs identifiés comme potentiellement les plus affectés après relecture des comptes-rendus de contrôle effectué lors de leur dernière visite décennale.

A ce stade, EDF a ainsi procédé à la mise à l'arrêt ou a prolongé l'arrêt programmé de 12 réacteurs pour expertise approfondie et, le cas échéant, réparation. Les réacteurs du palier N4 sont plus affectés que les réacteurs du palier 1300 et les réacteurs les plus anciens du palier 900 MWe semblent être peu affectés par le phénomène. Les analyses menées conduisent à privilégier une cause principale liée à la géométrie des lignes des tuyauteries.

³ Pour réduire les contraintes mécaniques résiduelles qui apparaissent dans les matériaux lors de la soudure des composants, le fabricant met en œuvre un traitement thermique de détensionnement (TTD) qui consiste à chauffer le matériau pendant plusieurs heures à des températures de quelques centaines de degrés. La température et la durée de traitement doivent être maîtrisées afin de résorber les contraintes résultant du soudage, sans altérer pour autant les propriétés mécaniques du matériau.

Les calculs mécaniques réalisés par EDF au vu des tailles maximales de défaut détectées permettent de justifier la tenue mécanique des lignes RIS en situation accidentelle. Par ailleurs, une justification du caractère acceptable des conséquences d'une rupture de 2 lignes RIS a été produite par EDF.

EDF a mis par ailleurs en place, sur l'ensemble des réacteurs, des dispositions spécifiques de conduite et de détection de fuite pour pouvoir replier les réacteurs dans un état sûr en cas de détection de fuite.

L'ASN a demandé à EDF un ensemble de justifications complémentaires et une proposition de stratégie de contrôle priorisée des circuits potentiellement affectés de l'ensemble du parc de réacteurs. Cette stratégie est en cours d'expertise.

Voir Focus 8 au Chapitre 6.

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'ASN soutient les missions de revues par les pairs en participant à des missions IRRS dans des pays étrangers et 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 une nouvelle mission IRRS dite « full scope » en 2014, à l'issue de laquelle 46 recommandations et suggestions ont 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. La mission de suivi s'est tenue du 1^{er} au 9 octobre 2017. L'équipe d'auditeurs a conclu que la France a significativement renforcé le cadre de son contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection tout en indiquant la nécessité, pour l'ASN, de rester vigilante face à la question des moyens humains au regard des enjeux de sûreté des installations nucléaires françaises. Au total, 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 prochaine mission IRRS est prévue en mars 2024.

Operational Safety Review Team (OSART)

Depuis de nombreuses années, la France demande également 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 7^e réunion d'examen, se sont déroulées les missions OSART suivantes :

- en 2017, sur le site de Bugey,
- en 2019, sur les sites de Civaux, de Golfech et de Bugey (follow-up) ainsi qu'à Flamanville 3 (pré OSART),
- en 2021, sur les sites de Paluel et de Belleville ainsi qu'à Flamanville 3 (follow-up),
- en 2022, sur le site de Civaux (follow-up).

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

Stress tests européens

En décembre 2012, l'ASN a publié un plan d'action national en réponse aux recommandations issues de la revue des stress tests européens par les pairs (Peer Review) de 2012 et de la 2^e réunion extraordinaire de la Convention sur la sûreté nucléaire (CSN) tenue en 2012. Ce plan d'action comprend les prescriptions des décisions de l'ASN du 26 juin 2012 visant à augmenter la robustesse des centrales nucléaires face à des situations extrêmes.

L'ASN a mis à jour ce plan d'action en 2014 et 2017. Fin 2020, les dispositions définies par EDF ont permis de solder les actions du plan d'action et de répondre aux recommandations issues de la revue par les pairs des stress tests européens. Ces dispositions contribuent à l'amélioration :

- de la protection contre les agressions internes et externes ;
- des moyens d'alimentation électrique ;
- de la prévention des accidents avec fusion du cœur ;
- de la prévention du découvrage des assemblages de combustible en piscine ;
- de la gestion des accidents avec fusion du cœur ;
- de la gestion de crise ;
- des moyens d'intervention sur les sites par la mise en œuvre de la force d'action rapide nucléaire (FARN).

Voir Focus 18 au Chapitre 14.

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 première revue a porté sur la maîtrise du vieillissement. Les modalités de cette revue, qui portait sur les réacteurs de puissance et les réacteurs de recherche ayant une puissance supérieure à 1 MWth, 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 maîtrise du vieillissement, afin d'identifier les bonnes pratiques et les voies d'amélioration possibles ;
- permettre aux États participants de partager à un niveau européen leurs expériences et d'identifier des problèmes communs auxquels ils seraient confrontés ;
- fournir aux États participants un cadre ouvert et transparent pour développer des mesures de d'amélioration au regard des conclusions de la revue.

Dans le cadre de cette revue, un rapport d'auto-évaluation a été établi en 2017 par l'ASN, avec des contributions d'EDF, du CEA et de l'ILL ; ses conclusions sont :

- la démarche de maîtrise du vieillissement des réacteurs nucléaires d'EDF est appropriée, en particulier au regard des exigences des standards internationaux et est accompagnée d'un programme de recherche et de développement important,
- les programmes de maîtrise du vieillissement des réacteurs de recherche doivent être mieux formalisés.

A la suite de la revue par les pairs et de ses conclusions, des actions d'amélioration ont été définies en France sur :

- la prise en compte des phénomènes de vieillissement spécifiques aux phases de construction longue ou d'arrêts prolongés de réacteur dans les programmes de maîtrise du vieillissement ;
- la réalisation d'inspections « d'opportunité » des tuyauteries enterrées lorsque celles-ci deviennent, du fait de travaux, accessibles ;
- le développement de programmes de maîtrise du vieillissement pour les réacteurs de recherche.

Ces actions d'amélioration 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.

Voir Focus 25 au Chapitre 14.

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. Depuis 2013, chaque centrale nucléaire fait l'objet d'une revue tous les quatre ans conjointement à un audit de l'inspection nucléaire d'EDF.

4.4. Conclusions de la 7^e réunion d'examen

A l'issue de la 7^e réunion d'examen de la Convention, des enjeux ont été identifiés, 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.

À l'issue de la 7^e réunion d'examen de la Convention, cinq enjeux ont été identifiés pour la France. Les actions mises en œuvre pour y répondre sont résumées ci-dessous et détaillées dans le rapport :

Répondre aux besoins en ressources humaines pour la bonne exécution de projets exigeants et simultanés - FR-2017-01

Entre 2008 et 2018, EDF a été confronté à un renouvellement massif des compétences, ce qui a conduit à un effort sans précédent en termes de formation et d'accompagnement des nouveaux embauchés, ainsi qu'au déploiement des académies de métiers pour la formation des nouveaux arrivants sur sites.

Fin 2018, l'ASN avait souligné la nécessité d'un ressaisissement de la filière nucléaire pour maintenir les compétences industrielles clés indispensables à la qualité des réalisations et à la sûreté des installations. Par ailleurs, à la suite de la décision prise en 2019 concernant la réparation des soudures de l'EPR, le rapport de Jean-Martin Folz, pour répondre à la demande du gouvernement souligne la question de « *perte de compétences généralisée* », expliquée en partie du fait de l'absence de construction de réacteurs nucléaire en France pendant

une longue période d'absence et conclut sur « *l'effort de reconstitution et de maintien des compétences de la filière nucléaire à engager* ».

Depuis, un certain nombre d'initiatives ont été prises pour remédier à cette perte de compétences et retrouver cette culture de la qualité :

- la création en 2018 du GIFEN (Groupement des industriels français de l'énergie nucléaire), réunissant toute la filière nucléaire française en un seul syndicat professionnel et couvrant l'ensemble des types d'activités industrielles (études, fabrication, construction, maintenance, etc.) et des domaines de la production d'électricité d'origine nucléaire (cycle du combustible, recherche, production d'électricité, fabrication d'équipements, démantèlement, etc.). Cela permet d'identifier les besoins et facilite le dialogue avec les pouvoirs publics ;
- le plan d'action Excell d'EDF « pour retrouver le niveau de qualité, de rigueur et d'excellence qui a présidé à la construction du parc nucléaire français », présenté en décembre 2019, après l'audit Folz pré-cité. Ce plan repose sur le renforcement de la qualité industrielle, des compétences et de la gouvernance des grands projets nucléaires. Plusieurs de ses actions, comme « la révision en profondeur de la relation clients - fournisseurs », « le suivi régulier des projets en conseil d'administration », ou encore « le renforcement de la qualification des procédés de fabrication et des outils de traçabilité pour les opérations les plus sensibles » ont été engagés ;
- la création d'une Université des métiers du nucléaire (UMN), qui vise à dynamiser les dispositifs de formation du secteur nucléaire, en particulier sur les compétences critiques permettant une accélération des recrutements dans les métiers en tension du secteur.

Par ailleurs, les nouvelles perspectives de politique énergétique dans le domaine nucléaire supposent un effort industriel considérable pour faire face aux enjeux industriels et de sûreté. La filière nucléaire devra mettre en place un véritable plan de reconquête et de mobilisation générale pour rendre industriellement soutenable cette perspective, et disposer des compétences lui permettant de faire face à l'ampleur des projets et à leur durée.

Collaborer avec des homologues internationaux dans le domaine des codes et standards sur le sujet de la ségrégation carbone dans la fabrication – FR-2017-02

A la suite de la détection de l'anomalie de la composition chimique de l'acier du couvercle et du fond de la cuve du réacteur EPR de Flamanville, EDF a informé l'ASN que des fonds primaires de générateurs de vapeur équipant 18 réacteurs en exploitation, fabriqués par Creusot Forge et Japan Casting and Forging Corporation (JCFC), étaient également concernés par la problématique de ségrégation du carbone.

A la lumière des anomalies observées sur le parc français, l'ASN a proposé en 2018 aux membres de WENRA qu'une recommandation soit préparée : le groupe de travail piloté par l'ASN a permis de converger sur un texte adopté lors de la plénière du 24-26 avril 2018. La recommandation adoptée stipule que les membres de WENRA doivent s'engager à faire effectuer par les exploitants des mesures de concentration en carbone sur les composants forgés de grande taille et en analyser les résultats. Par ailleurs, il est rappelé que les exploitants sont responsables de la conservation des données historiques de fabrication. De plus, pour les constructions neuves, il est demandé que les paramètres de fabrication importants pour la sûreté soient identifiés et contrôlés afin de garantir la qualité du composant (zones à risque d'hétérogénéité, traitements thermiques, localisation de coupons témoins). D'une manière générale, l'interaction entre l'exploitant, le concepteur et le fabricant devra être renforcée sur ces sujets.

A la suite de cette anomalie, des travaux ont été engagés pour la révision du code RCC-M, édité par l'AFCEN⁴. Ce code comprend maintenant 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.

Par ailleurs, au sein de groupe WGCS du CNRA, l'ASN travaille avec ses homologues à l'établissement d'une position commune (« consensus position ») relative à la qualification des techniques de fabrication des matériaux. L'objectif est de considérer le sujet du point de vue global des procédés de fabrication, et de leur impact sur la qualité des composants : écarts de conformité, non homogénéité des caractéristiques finales des matériaux telles que la ségrégation carbone, etc.

Achever l'évaluation et la réponse réglementaire pour les irrégularités détectées dans les pratiques de fabrication

– FR-2017-03

À la suite des irrégularités découvertes dans les dossiers de fabrication de Creusot Forge, l'ASN a engagé une réflexion sur ses activités de contrôle afin de prévenir, détecter et traiter des cas de fraudes.

En 2018, l'ASN a défini un plan d'action visant à prévenir, détecter et traiter au mieux les cas suspectés de fraudes. Dans ce cadre, l'ASN a notamment inclus, dans son propre dispositif de contrôle, un volet relatif à la recherche de fraudes lors d'inspections : en particulier, la thématique de l'intégrité des données, liée au risque de fraude dans le sens où des faiblesses sur la traçabilité peuvent faciliter les irrégularités, est abordée de plus en plus fréquemment et fait l'objet de demandes dans certaines lettres de suite d'inspections. L'ASN a aussi mis en œuvre un dispositif permettant le signalement, sur son site Internet, de fraude ou falsification ainsi qu'un processus interne permettant de traiter de manière réactive ces signalements. L'ASN suit tous les cas de fraude potentielle, portés à sa connaissance par les exploitants ou des lanceurs d'alerte.

L'ASN a également demandé aux industriels de renforcer leurs actions dans ce domaine. EDF a mis en place depuis 2017 des dispositions spécifiques visant à prévenir et à détecter ces risques. En particulier, EDF a adapté ses pratiques de surveillance, notamment en ayant un recours accru aux inspections inopinées ou aux contrôles contradictoires. EDF a aussi réorienté son inspection des fabrications dans les usines des fournisseurs ou pour des réparations/modifications effectuées sur site, avec des dispositions d'inspection des fabrications chez les fournisseurs plus orientées sur la détection des sujets CFSI. Depuis début 2021, les entités de l'ensemble du groupe EDF ont fait la démarche de lancer la certification à la norme ISO 19443. Début 2022, un grand nombre d'entités EDF sont d'ores et déjà certifiées (pour les autres, la démarche est en cours). Cette démarche renforce la prise en compte du risque CFSI.

Enfin, sous l'impulsion donnée par le GIFEN (Groupe des Industriels Français de l'Energie Nucléaire), de nombreux fournisseurs se sont lancés dans la démarche de 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 : ceci permet d'apporter structurellement des garanties supplémentaires dans la prise en compte du risque CFSI.

Pour plus de détails, voir § 7.4, § 13.2 et Focus 23 au § 14.2.2.

⁴ L'Association française pour les règles de conception, de construction et de surveillance en exploitation des matériels des chaudières électronucléaires (AFCEN), regroupe 60 industriels français et internationaux dont EDF, Framatome et le CEA

Assurer une maintenance adéquate des centrales nucléaires, notamment par des efforts dans le domaine de la formation technique et de la supervision – FR-2017-04

EDF dispose d'une politique de maintenance structurée de façon à fiabiliser les matériels de façon à garantir, pendant toute la vie de l'installation, qu'ils sont capables d'assurer leurs fonctions sous les sollicitations et dans les conditions d'ambiance des situations dans lesquelles ils sont nécessaires. Les programmes 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 systèmes, structures et composants (SSC).

EDF dispose de Comités de Formation en unité, qui définissent des formations « juste à temps » dans le but de sécuriser la réalisation de certaines activités sensibles, notamment via les « espaces maquette » pour la maintenance.

Par ailleurs, EDF a mis en place un système de qualification préalable des prestataires, qui réalisent une grande partie des opérations de maintenance des réacteurs du parc électronucléaire français. Il repose sur une évaluation du savoir-faire technique et de l'organisation qualité des entreprises sous-traitantes et ce principe est formalisé dans le Cahier des Charges Social pièce constitutive des marchés élaborée par EDF et ses principaux prestataires.

Pour plus de détails, voir § 11.2, § 13 et § 19.3.2.

Adopter une position technique / réglementaire concernant l'application raisonnable, dans le cadre du processus des RP, des objectifs de sûreté de l'EPR – FR-2017-05

Dans le cadre du 4^e réexamen périodique de sûreté des réacteurs nucléaires de 900 MWe (voir Focus 16), l'ASN a pris position sur le niveau de sûreté à atteindre pour poursuivre l'exploitation des réacteurs : les objectifs de sûreté à retenir pour ce réexamen ont été définis au regard des objectifs applicables aux réacteurs de nouvelle génération, notamment la réduction des conséquences radiologiques en cas d'accident (avec ou sans fusion du cœur).

En 2020, l'ASN a finalisé, avec l'appui de l'IRSN, l'instruction des études génériques liées au 4^e réexamen. A l'issue de cette instruction, l'ASN a pris position, en février 2021, sur les conditions de la poursuite de fonctionnement des réacteurs.

Pour plus de détails, voir § 6.3, § 14.1.2.2 et Focus 17.

Par ailleurs, un enjeu issu de la 6^e réunion d'examen restait ouvert : **finaliser la mise en œuvre des enseignements de Fukushima** (FR-2014-01)

En décembre 2012, l'ASN a publié le plan d'action national en réponse aux recommandations issues de la revue des stress tests européens par les pairs (Peer Review) de 2012 et de la 2^e réunion extraordinaire de la Convention sur la sûreté nucléaire (CSN) en 2012. Ce plan d'action comprend les actions visant à augmenter la robustesse des centrales nucléaires face à des situations extrêmes.

L'ASN a fait un état d'avancement de ces actions en 2014 et 2017 (mise à jour du plan d'actions). Fin 2020, les dispositions définies par EDF permettent de solder les actions du plan d'action et de répondre aux recommandations issues de la revue par les pairs des stress tests européens.

Voir Focus 18 au § 14.1.2.2.

4.4.2. Enjeux communs à l'ensemble des Parties contractantes

Neufs sujets ont été identifiés comme enjeux pour l'ensemble des Parties contractantes à la Convention. Pour chacun de ces sujets, sont indiqués entre parenthèses les chapitres dans lesquels ces thématiques sont traitées. Les deux enjeux faisant l'objet des sessions thématiques lors de la réunion d'examen sont détaillés ci-dessous :

La culture de sûreté

La politique sûreté signée par le Président-Directeur Général d'EDF 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.

La responsabilité de la mise en œuvre de cette politique repose sur la ligne managériale correspondante. Elle réaffirme la priorité accordée à la sûreté, avec des engagements forts en matière de comportement et culture de sûreté, recherche du progrès permanent, ouverture aux meilleures pratiques internationales. Cette politique est diffusée et portée auprès de chaque agent et de chaque prestataire.

Chaque directeur de CNPE veille à développer l'amélioration continue et la prise en compte des meilleures pratiques issues des revues par les pairs (OSART et WANO). La culture de sûreté est renforcée au niveau de chaque CNPE par le développement du leadership sûreté et la feuille de route « Culture Sûreté ». Cette feuille de route comprend différents types d'actions d'amélioration, 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.

EDF dispose aussi de dispositifs d'évaluation de sûreté indépendante, comme la filière indépendante de sûreté, et le Comité Sûreté Nucléaire en Exploitation, qui permet une analyse de sûreté transverse des événements d'exploitation avec la contribution de l'ensemble des directions d'unités.

Voir Chapitre 10 et Focus 14.

La maîtrise du vieillissement des installations nucléaires

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 éléments importants pour la protection (EIP). A cet égard, elle comprend :

- pour l'ensemble des réacteurs, des analyses des mécanismes de vieillissement et les analyses d'aptitude à la poursuite d'exploitation des composants et apportant la démonstration de la maîtrise de leur vieillissement,
- une analyse propre 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.

Dans le cadre du 4^e réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, EDF a mis en œuvre un important programme de travail relatif au vieillissement des matériels dans le cadre de la poursuite du fonctionnement des installations après 40 ans.

Le sujet de la maîtrise du vieillissement des réacteurs nucléaires a aussi fait l'objet de la première revue thématique (Topical Peer Review) prévue par la directive 2014/87/Euratom du Conseil du 8 juillet 2014, qui instaure une évaluation par les pairs, tous les six ans, d'un aspect technique lié à la sûreté nucléaire de leurs installations nucléaires.

Voir § 14.2.2.2, Focus 24 et Focus 25.

Les revues internationales par les pairs

Les revues internationales sont précisées au paragraphe 4.3.

Le cadre réglementaire et l'indépendance du régulateur

Le cadre réglementaire associé aux INB est détaillé au chapitre dédié à l'Article 7.

L'indépendance du régulateur est traitée au chapitre dédié à l'Article 8.

Les ressources humaines et budgétaires

Les ressources humaines et budgétaires sont traitées au chapitre dédié à l'Article 8 pour l'autorité de sûreté et au chapitre dédié à l'Article 11 pour les exploitants.

La gestion des connaissances

La gestion des connaissances est abordée au chapitre dédié à l'Article 11.

La chaîne d'approvisionnement

La chaîne d'approvisionnement est abordée au chapitre dédié à l'Article 13. Le contrôle des fournisseurs réalisé par l'ASN est abordé aux paragraphes § 13.4 et § 18.2.3.

La préparation aux cas d'urgence

La préparation aux cas d'urgence est détaillée dans le chapitre dédié à l'Article 16.

La consultation des parties prenantes et la communication

La consultation des parties prenantes et la communication sont détaillées dans les paragraphes § 7.2.5, § 8.1.3, § 9.2 et Focus 13.

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

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

La mise en service de l'EPR

EDF prévoit le chargement du combustible et le démarrage du réacteur d'ici mi-2023.

Le dossier en vue de l'autorisation de mise en service, comprenant le rapport de sûreté, les règles générales d'exploitation, le PUI, le plan de démantèlement, une mise à jour de l'étude d'impact et l'étude de maîtrise des

risques, a fait l'objet d'une instruction de l'ASN, avec l'appui de l'IRSN et des groupes permanents d'experts. Quelques points particuliers relatifs à la conception de certains matériels (soupapes du pressuriseur, système de filtration de la fonction recirculation) ou à la démonstration de sûreté (prise en compte du retour d'expérience du fonctionnement des EPR en exploitation) sont encore en cours d'examen. L'ASN doit aussi finaliser l'instruction du bilan des essais de démarrage afin de vérifier que l'installation, telle que réalisée, respecte les hypothèses retenues dans la démonstration de sûreté.

L'ASN poursuit sa surveillance renforcée des chantiers de réparation des soudures des circuits secondaires de l'EPR de Flamanville afin de s'assurer de la qualité des nouvelles soudures. L'ASN finalise aussi les évaluations de conformité des équipements sous pression nucléaires les plus importants pour la sûreté.

L'ASN prendra position en 2023 sur la demande d'autorisation de mise en service.

Le quatrième réexamen générique des réacteurs de 1300 MWe (RP4 1300)

En juillet 2017, EDF a présenté un dossier présentant les orientations envisagées pour la phase générique du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe. Les objectifs du quatrième réexamen périodique de sûreté des réacteurs de 1 300 MWe sont similaires à ceux des réacteurs de 900 MWe.

L'ASN a engagé l'instruction du dossier de réexamen générique, qui comprend la démarche de vérification de la conformité des installations, la maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence, les études de tenue de la cuve, ainsi que des études sur la sûreté des piscines de désactivation, la limitation des conséquences des accidents, l'amélioration de la gestion des accidents avec fusion du cœur et la capacité des installations à résister aux agressions internes et externes. L'instruction a notamment porté sur les méthodes qui seront employées lors de ce réexamen pour les études de certains accidents et l'évaluation de la robustesse des installations aux agressions. EDF a par ailleurs débuté les études nécessaires à la mise à jour des dossiers de référence réglementaires du CPP et des CSP.

L'ASN prévoit de prendre position sur les études génériques liées à ce réexamen en 2025.

Le projet EPR2

EDF développe un nouveau réacteur, appelé EPR2, avec l'objectif d'intégrer le retour d'expérience de conception, de construction et de mise en service des réacteurs EPR ainsi que le retour d'expérience d'exploitation des réacteurs existants. Comme pour les réacteurs EPR, ce projet 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 leçons de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi. Cela se traduit, en particulier, par un renforcement de la conception vis à vis des agressions naturelles externes et une consolidation 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.

EDF a déposé son dossier d'options de sûreté en 2016, sur lequel l'ASN a pris position en juillet 2019. L'ASN considère que les objectifs généraux de sûreté, le référentiel de sûreté et les principales options de conception sont globalement satisfaisants. L'avis de l'ASN identifie les sujets à approfondir en vue d'une éventuelle demande d'autorisation de création d'un réacteur. Les compléments techniques apportés par EDF à l'issue de cet avis ont permis de considérer que le recours à une démarche d'exclusion de rupture pour les tuyauteries primaires et secondaires était acceptable.

EDF envisage à ce stade la construction de trois paires de réacteurs. EDF a prévu de déposer en mars 2023 sa demande d'autorisation de création pour une première paire d'EPR2 sur le site de Penly, à la suite d'un débat public prévu à l'automne 2022.

Le projet de SMR Nuward

EDF prévoit de remettre à la fin de l'année 2022 son dossier d'options de sûreté du projet de petit réacteur modulaire NUWARD™⁵, développé par le consortium EDF, Technicatome, le CEA et Naval Group.

L'ASN engagera, avec l'appui de l'IRSN, dès 2023 l'instruction du dossier d'options de sûreté.

Pour mémoire, l'ASN a déjà engagé des échanges techniques avec le projet Nuward en amont du dépôt du DOS. Ces échanges, qui portent sur les principales options de sûreté du projet de petit réacteur modulaire NUWARD™ porté par EDF, sont engagés avec les autorités de sûreté finlandaise (STUK) et tchèque (SUJB). Cette initiative tripartite, lancée au 1^{er} trimestre 2022 par l'ASN, constitue une première au niveau européen. Elle vise à évaluer conjointement les principales options de sûreté envisagées par EDF, notamment les objectifs de sûreté visés, la démarche de sûreté utilisée pour la conception, le recours à des systèmes passifs et l'intégration de deux modules de réacteur au sein d'une même installation.

L'expérience et les conclusions de cet examen multilatéral d'un projet de petit réacteur modulaire de conception avancée permettront des avancées concrètes dans l'harmonisation et la convergence des processus d'autorisation applicables à de tels réacteurs, en particulier dans le cadre de l'initiative communautaire sur le développement des SMR lancée en 2021 par l'Union Européenne et de l'initiative de l'AIEA pour l'harmonisation et la normalisation nucléaires (NHSI).

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 ;

⁵ Le projet NUWARD™ est un concept d'unité de production d'électricité constituée par deux réacteurs nucléaires à eau sous pression de 170 MWe chacun. Ce projet appartient à la catégorie des petits réacteurs modulaires, désignés à l'international sous l'acronyme de SMR (Small Modular Reactors).

- 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 3, 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 3, 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

inconvenients 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^e 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'ASN (voir Annexe B) intègrent globalement dans la réglementation française les niveaux de référence de WENRA.

En particulier, à l'ASN, 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 56 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 du même palier (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. Ils ont été mis en service entre 1978 et 1999 (voir figure A-2 de l'annexe A). Ils comprennent :

- 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 2022, la moyenne d'âge des réacteurs en fonctionnement, calculée à partir des dates de première divergence des réacteurs, se répartit comme suit :

- 40 ans pour les trente-deux réacteurs de 900 MWe ;
- 35 ans pour les vingt réacteurs de 1300 MWe ;
- 25 ans pour les quatre réacteurs de 1450 MWe.

Le réacteur EPR de 1650 MWe, situé à Flamanville, est en cours de construction. EDF annonce sa mise en service pour mi-2023.

6.1.2. Les réacteurs de recherche

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 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.

Le CEA, en partenariat avec EDF et Framatome et d'autres organismes étrangers, construit à Cadarache le réacteur de recherche Jules Horowitz (RJH) : 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. La mise en service du réacteur est actuellement programmée pour 2028.

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 7^e réunion d'examen

L'ASN 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 :

Défaut de résistance de la digue du canal de Donzère-Mondragon protégeant la centrale nucléaire du Tricastin

Focus 1 : Digue de la centrale de Tricastin

A la demande de l'ASN, EDF a étudié le comportement en cas de séisme des digues du canal de Donzère Mondragon situées en amont de la centrale nucléaire du Tricastin. Au regard des conclusions de ses investigations géotechniques et de ses études, EDF a déclaré à l'ASN le 18 août 2017 un événement significatif pour la sûreté (ESS) relatif à un défaut de stabilité au séisme majoré de sécurité (SMS) sur une portion de la digue. Cet événement a été classé par l'ASN au niveau 2 sur l'échelle INES.

Le 27 septembre 2017, au regard de l'analyse des conséquences potentielles pour la sûreté de la rupture de cette portion de digue de 400 m, l'ASN a imposé la mise à l'arrêt provisoire des quatre réacteurs de la centrale nucléaire du Tricastin. Les évaluations montraient en effet que l'inondation résultant de la rupture de la digue pouvait conduire à un accident avec fusion du combustible nucléaire des quatre réacteurs tout en rendant particulièrement difficile la mise en œuvre des moyens de gestion d'urgence internes et externes.

En décembre 2017, l'ASN a donné son accord au redémarrage des réacteurs après l'achèvement de premiers travaux de renforcement de la digue et la mise en place de moyens humains et matériels d'intervention (remblais, engins de chantier...) permettant de réaliser rapidement les travaux nécessaires au traitement des éventuelles dégradations de la digue qui pourraient survenir à la suite d'un séisme.

Par décision du 25 juin 2019, l'ASN a ensuite prescrit à EDF de procéder à des renforcements supplémentaires de la digue afin d'assurer sa robustesse au-delà du SMS, jusqu'au séisme extrême défini après l'accident de Fukushima. Cette décision impose l'achèvement de la réalisation de ces renforcements au plus tard fin 2022.

Dans l'attente de ces renforcements, la décision de l'ASN impose à EDF :

- une surveillance renforcée de la digue,
- des actions à réaliser en cas de hausse de la piézométrie, dont la mise à l'arrêt des réacteurs à partir d'un seuil d'alerte,
- le maintien de moyens humains et matériels d'intervention rapide sur la digue.

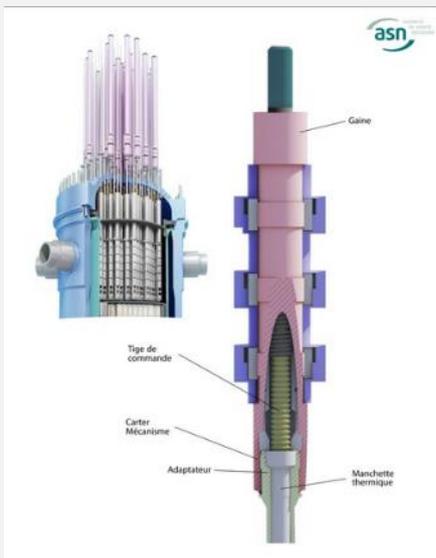
Usure de manchettes thermiques des grappes de commande ayant conduit à un risque de blocage de grappes de commande sur les réacteurs de 1300 MWe

Focus 2 : Usure des manchettes thermiques

A la suite d'un blocage lors des essais de chute de grappes sur le réacteur de Belleville 1 en 2017, une usure de la bride supérieure de manchettes thermiques des grappes de commandes a été détectée. Cette usure a conduit à la rupture de la partie supérieure des manchettes et a généré des débris métalliques qui sont venus bloquer la course d'une grappe de commande. Ce phénomène de blocage d'une grappe de commande a été constaté par EDF sur plusieurs réacteurs de 1300 MWe :

- le 3 novembre 2017 sur le réacteur 2 de la centrale nucléaire de Saint-Alban,
- les 5 et 13 décembre 2017 sur le réacteur 2 de la centrale nucléaire de Belleville-sur-Loire,
- le 17 août 2018 sur le réacteur 1 de la centrale nucléaire de Nogent-sur-Seine.

A la suite de la détection de ce phénomène d'usure, EDF a engagé, sur tous ses réacteurs, un plan de contrôle des manchettes thermiques. Les investigations menées ont montré que les 20 réacteurs de 1300 MWe sont particulièrement susceptibles d'être affectés par cette usure prononcée. Dans l'attente de la réalisation des contrôles sur l'ensemble des réacteurs de 1300 MWe à l'occasion de leur arrêt pour rechargement, l'ASN a demandé à EDF de réaliser des essais mensuels de chute des grappes de commande (essai normalement effectué une fois au redémarrage d'un réacteur après un rechargement



en combustible et une fois en fin de cycle avant le rechargement suivant) et, à titre de mesure compensatoire, de mettre en place des mesures d'exploitation afin de s'assurer que l'arrêt automatique du réacteur demeure efficace même en cas de blocage de plusieurs grappes.

Sur la base de ces contrôles, EDF a mis en place une stratégie de maintenance qui consiste, en fonction de critères définis, soit à changer les manchettes thermiques, soit à installer des compensateurs sur le sommet des guides de grappe afin d'éviter l'abaissement de la manchette à l'origine de son usure, soit à déposer les manchettes positionnées sur les emplacements de grappe non utilisés. Depuis la mise en place de cette stratégie, 34 manchettes ont été remplacées, 5 ont été déposées et 37 compensateurs ont été posés.

Séisme survenu au Teil à proximité des centrales nucléaires de Cruas et de Tricastin

Focus 3 : Séisme du Teil

Le 11 novembre 2019, un séisme s'est produit dans la commune du Teil. Lors de ce séisme, un des cinq capteurs du dispositif de surveillance sismique, requis par la RFS I.3.b, de la centrale nucléaire de Cruas a dépassé le seuil au-delà duquel les réacteurs doivent être arrêtés pour que soient menées des

vérifications approfondies. Les mouvements du sol enregistrés ont été environ cinq fois inférieurs au niveau pris en compte pour la conception des réacteurs.

EDF a réalisé un diagnostic approfondi de ses installations de Cruas dont le contenu a été soumis à l'ASN. Elle a en particulier contrôlé les structures de génie civil et l'état des matériels importants pour la sûreté. L'îlot nucléaire de la centrale de Cruas est construit sur des appuis parasismiques qui permettent d'atténuer les mouvements sismiques. EDF a contrôlé l'état de ces appuis à la suite de ce séisme. À la demande de l'ASN, EDF a réalisé des essais pour vérifier le bon fonctionnement des systèmes de sauvegarde des réacteurs.

L'ASN a donné son accord à la remise en service des réacteurs n° 2 et 4 le 6 décembre 2019, du réacteur 3 le 11 décembre 2019 et du réacteur 1 le 16 janvier 2020.

Une réévaluation de l'aléa sismique du site de Cruas a été effectuée en postulant l'extension du réseau de failles à l'origine du séisme du Teil sous le site et en retenant l'occurrence d'un séisme identique majoré de 0,5 en magnitude. Ce séisme réévalué dépassant dans une plage limitée de fréquences le spectre du mouvement sismique du SMS retenu pour le troisième réexamen périodique du site, des études de vérification du comportement sismique de l'installation et des éventuels besoins de renforcement sismique sont en cours dans le cadre du quatrième réexamen périodique.

Défaut de maintenance de circuit pouvant conduire, en cas de séisme, à une inondation interne et une perte de la source froide

Focus 4 : Dégradation des tuyauteries du circuit de protection contre l'incendie

Le programme de maintenance préventive relatif aux matériels constituant le réseau de protection incendie (JPP) des réacteurs de 1300 MWe prévoit que la surveillance des tuyauteries de protection contre le risque d'incendie soit réalisée par des examens visuels externes, dont l'objectif est notamment de détecter des corrosions, des fuites, des suintements ou des percements sur les tuyauteries et leurs joints de raccordement.

À la suite d'une inspection, l'ASN a demandé en mars 2017 à EDF de réaliser des contrôles sur l'état des tuyauteries du circuit de protection contre l'incendie (JPP) de la centrale nucléaire de Belleville. Les résultats des premiers contrôles effectués par sondage ont mis en évidence une dégradation plus rapide que prévu de certains tronçons. EDF a donc décidé d'étendre ses contrôles à d'autres tronçons, ce qui a mis en évidence un état dégradé des tuyauteries dans les locaux de la station de pompage avec un niveau de corrosion ne permettant plus de respecter les exigences de tenue au séisme.

Les tuyauteries JPP concernées sont situées dans les locaux des stations de pompage de l'eau des circuits d'eau brute secourue (SEC) de chaque réacteur. Le circuit SEC est utilisé pour le refroidissement, par l'intermédiaire du circuit de refroidissement intermédiaire, de l'ensemble des circuits et matériels importants pour la sûreté de l'installation. En cas de séisme, la rupture des tuyauteries JPP provoquerait une inondation de ces locaux puis, en l'absence de dispositif efficace d'évacuation des eaux, la défaillance des pompes du circuit SEC. Dans une telle situation, l'évacuation de la puissance résiduelle du réacteur ne serait plus assurée. L'exploitant a donc déployé des dispositifs mobiles d'exhaure pour prévenir le risque d'inondation des pompes SEC. Ces dispositifs ont été maintenus en place pendant

toute la phase de réparation des tuyauteries endommagées. L'ASN a procédé à une inspection pour vérifier la mise en œuvre de ces dispositifs compensatoires.

EDF a aussi étendu ses investigations aux tuyauteries du circuit de filtration d'eau brute, situées eux aussi dans les locaux de la station de pompage du circuit d'eau brute secourue, ainsi qu'à tous les réacteurs en exploitation. En cas de séisme, la rupture de ces tuyauteries pourrait aussi entraîner le noyage des pompes du circuit de filtration d'eau brute et donc la perte de la source froide.

Les résultats de ces investigations ont montré la présence de dégradations significatives des tuyauteries des circuits de protection contre l'incendie et de filtration d'eau brute sur de nombreux réacteurs du parc nucléaire, qui ne permettraient pas d'exclure, en cas de rupture de ces circuits consécutive au séisme maximal historiquement vraisemblable, un risque de noyage des moteurs du circuit SEC.

EDF a mis en œuvre rapidement des solutions de réparation des tronçons de tuyauteries défectueux et des dispositions compensatoires afin de sécuriser les deux voies redondantes du circuit SEC, et a achevé les actions de réparation définitive fin 2018. L'ASN contrôle, notamment dans le cadre de ses inspections, que les réparations sont correctement réalisées.

Défaut de composants électriques rendant indisponibles des systèmes de sûreté

Focus 5 : Contacts d'insertion de tableaux électriques défectueux

Le 18 décembre 2019, EDF a déclaré un événement significatif pour la sûreté relatif à des défauts sur des composants de cellules électriques rendant indisponibles des systèmes de secours du réacteur 2 de la centrale nucléaire de Penly.

Lors du redémarrage, pour requalification après intervention, des pompes de sauvegarde et de refroidissement du réacteur, des anomalies ont conduit EDF à détecter un dysfonctionnement de composants électriques.

EDF a conduit des investigations : 28 composants remplacés sur des tableaux électriques étaient défectueux. Il s'agit de vingt-huit contacts d'insertion remplacés sur ces tableaux électriques et appartenant à un même lot de fabrication. Les contacteurs sont des parties intégrantes des tableaux électriques de 6,6 kV. Ils permettent la mise en service et la mise à l'arrêt des matériels électriques à partir d'ordres automatiques issus du contrôle-commande, du système de protection du réacteur ou d'ordres manuels émis depuis la salle de commande ou en local. Un contacteur contient un élément mobile et remplaçable, appelé contact d'insertion, qui permet d'assurer, à l'aide de deux bobines, sa fermeture et son maintien en position fermée. Le contact d'insertion des contacteurs concernés présente un défaut qui conduit à ce qu'ils puissent se bloquer en position ouverte, les empêchant alors de jouer correctement leur rôle.

Le défaut a concerné d'autant plus de matériels que, à la suite d'un report de la maintenance sur l'une des deux voies électriques lors d'un précédent arrêt de réacteur faute de pièces de rechange disponibles, l'exploitant a procédé en 2019 au remplacement des contacts d'insertion de façon simultanée sur les deux voies, engendrant un mode commun. La stratégie de maintenance est pourtant normalement définie de telle sorte à assurer la maintenance de chaque voie électrique redondante lors d'arrêts différents du réacteur.

En cas de situation accidentelle, la présence simultanée de plusieurs défauts aurait pu conduire à ne pas pouvoir faire fonctionner des matériels de sauvegarde ou auxiliaires redondants du réacteur, utilisés pour atteindre et maintenir le réacteur dans un état sûr.

EDF a remplacé les 28 contacts d'insertion concernés du réacteur 2 de la centrale de Penly par des pièces conformes avant le redémarrage du réacteur. Par ailleurs, EDF s'est assuré que les autres réacteurs du parc n'étaient pas affectés.

Défaut de résistance sismique de composants des groupes électrogènes de secours

Focus 6 : Contrôles de conformité des composants des groupes électrogènes de secours

Dans le cadre de contrôles prescrits par l'ASN en 2019 relatifs à la conformité des sources électriques de ses réacteurs, EDF a détecté des défauts de résistance au séisme de certains matériels nécessaires au fonctionnement des groupes électrogènes de secours à moteur diesel (diesels de secours) de plusieurs de ses réacteurs. Ces défauts concernent le mauvais montage de raccords en élastomère de tuyauteries, la corrosion de certaines portions de tuyauteries ou de leurs supports, des défauts de connectique au niveau de certaines armoires électriques et des défauts d'ancrage d'armoires électriques ou d'aéroréfrigérants de circuits de refroidissement.



Ces générateurs diesels de secours assurent de façon redondante l'alimentation électrique de certains systèmes de sûreté en cas de défaillance des alimentations électriques externes. En raison de ces défauts, le fonctionnement de ces générateurs diesels de secours en cas de séisme conduisant à une perte des alimentations électriques externes pourrait ne plus être assuré. L'ensemble des défauts constatés a fait l'objet de réparations par EDF.

Copyright : EDF/M. Caraveo

Défaut dans la mise en œuvre en usine d'un procédé de traitement thermique de détensionnement

Focus 7 : Traitement thermique de détensionnement

En 2019, le fabricant Framatome a mis en évidence que certains procédés, mis en œuvre au sein de son usine de Saint Marcel ou dans les centrales nucléaires pour l'assemblage des composants ou l'installation de générateurs de vapeur, avaient conduit à une maîtrise insuffisante des températures appliquées aux soudures traitées.

Le fabricant met en effet en œuvre un traitement thermique de détensionnement (TTD) qui consiste à chauffer le matériau pendant plusieurs heures à des températures de quelques centaines de degrés pour réduire les contraintes mécaniques créées au niveau des zones soudées. Ce chauffage peut être réalisé dans un four sur l'ensemble de l'équipement lorsque sa dimension le permet, ou localement par l'utilisation de dispositifs chauffants tels que des résistances électriques. La température et la durée de traitement doivent être maîtrisées afin de résorber les contraintes résultant du soudage et de ne pas altérer les propriétés mécaniques du matériau, ce qui pourrait être le cas par exemple si le matériau était soumis à des températures trop élevées.

EDF a justifié le maintien de l'intégrité des équipements concernés, en s'appuyant sur des résultats d'essais réalisés sur maquettes représentatives, sur des coupons de matière et en appliquant des modèles numériques de prédiction des températures. Par ailleurs, des contrôles complémentaires (mesures d'épaisseur et recherche de défauts par examen non destructif) ont été mis en œuvre lors de chaque arrêt de réacteur et avant le redémarrage sur les soudures concernées. Aucun point bloquant n'a été identifié à ce stade mais des examens non destructifs sont encore programmés sur la période 2023-2026.

Par ailleurs, des équipements en cours de fabrication sont également concernés. Des stratégies de traitement adaptées à chacun des équipements concernés ont été définies. Elles comprennent des études de remise en conformité, des maquettes d'essais et des études de simulation numérique permettant d'évaluer l'impact des écarts sur les propriétés mécaniques attendues.



Copyright : ASN

L'ASN a interrogé les autres fabricants de gros équipements (Westinghouse et MHI), afin de vérifier la pertinence de mise en œuvre des procédés de traitement thermique de détensionnement qu'ils utilisent. Les instructions sont en cours sur la base des premiers éléments fournis par les deux fabricants. De plus, des essais et des simulations numériques sont en cours de réalisation, notamment pour s'assurer que les conditions de fabrication chez ces deux fabricants permettent d'assurer la conformité des opérations de traitement thermique, par rapport aux plages de température qui sont prévues dans le code RCC-M.

Phénomène de corrosion sous contrainte affectant des lignes de tuyauteries connectées au circuit primaire

Focus 8 : Détection de corrosion sous contrainte sur le circuit d'injection de sécurité (RIS)

Afin de se prémunir de la présence d'un défaut évolutif pouvant conduire à la rupture brutale d'un équipement, les programmes de maintenance demandent la réalisation de contrôles périodiques. Ainsi, pour chaque réacteur du parc nucléaire, des Examens Non Destructifs (END) manuels (par ultrasons ou par radiographie) sont réalisés à chaque visite décennale sur des soudures pré-identifiées : le mode de dégradation recherché correspond à de l'endommagement par fatigue thermique.

En novembre 2021, à l'occasion de la deuxième visite décennale du réacteur 1 de Civaux (palier N4), des contrôles par ultrasons réalisés sur les quatre branches froides du circuit d'injection de sécurité (RIS) ont mis en évidence des indications, sur chacune des 4 lignes, à proximité de deux soudures situées en amont et en aval d'un coude de la tuyauterie. Aucune indication n'avait été identifiée lors des contrôles réalisés lors de la première décennale en 2011. Ces Examens Non Destructifs (END) étaient réalisés pour s'assurer de l'absence d'endommagement par fatigue thermique.

La signature des résultats de contrôles étant atypique, des examens approfondis ont été menés. Les quatre coudes ont été découpés et expertisés en laboratoire. Les expertises menées montrent la présence de fissures initiées en peau interne de la tuyauterie, principalement à proximité du pied de cordon de soudure, avec une propagation intergranulaire. Le mécanisme pour expliquer la fissuration est la corrosion sous contrainte (CSC), qui est un mécanisme de dégradation non recherché lors des contrôles périodiques car les dispositions de conception, de fabrication et d'exploitation permettaient de l'exclure a priori sur ces tuyauteries fabriquées en acier inoxydable austénitique.

Au regard de l'origine inattendue des fissurations de quelques millimètres découvertes dans les zones thermiquement affectées par les soudures, EDF a pris la décision :

- de mettre à l'arrêt les 4 réacteurs du palier N4,
- de contrôler les tuyauteries des réacteurs des paliers 900 et 1300 MWe à l'arrêt pour maintenance,
- de mettre à l'arrêt pour contrôle les 6 réacteurs identifiés comme potentiellement les plus affectés après relecture des comptes-rendus de contrôle par ultrasons des tuyauteries effectués antérieurement lors de leur dernière visite décennale.

A ce stade, au vu des premiers résultats, EDF a procédé à la mise à l'arrêt ou a prolongé l'arrêt programmé de 12 réacteurs pour expertise approfondie et, le cas échéant, réparation.

A ce stade, les réacteurs du palier N4 sont plus affectés que les réacteurs du palier 1300 et les réacteurs les plus anciens du palier 900 MWe semblent être peu affectés par le phénomène. Cela confirmerait a priori qu'il ne s'agit pas d'un phénomène lié au vieillissement des installations. Les analyses menées sur les soudures affectées conduisent à privilégier une cause principale liée à la géométrie des lignes des tuyauteries : la géométrie des lignes sur les réacteurs 1300 MWe et N4 favorise la stratification thermique du fluide dans les portions horizontales des tuyauteries auxiliaires, qui génère des contraintes thermomécaniques supplémentaires dans les zones thermiquement affectées des soudures.

Les calculs mécaniques réalisés à ce stade par EDF au vu des tailles maximales de défaut détectées permettent de justifier la tenue mécanique des lignes RIS en situation accidentelle. Par ailleurs, une justification du caractère acceptable des conséquences d'une rupture de 2 lignes RIS en retenant un aggravant a été produite par EDF.



EDF a mis par ailleurs en place, sur l'ensemble des réacteurs, des dispositions spécifiques de conduite et de détection de fuite pour pouvoir replier les réacteurs dans un état sûr en cas de détection de fuite.

L'ASN a demandé à EDF un ensemble de justifications complémentaires et une proposition de stratégie de contrôle priorisée des circuits potentiellement affectés de l'ensemble du parc de réacteurs. Cette stratégie est en cours d'expertise.

Copyright : EDF

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'ASN 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 2022, 12 réacteurs de 900 MWe auront déjà effectué leur quatrième visite décennale. Entre 2023 et 2025, 13 réacteurs supplémentaires de 900 MWe feront l'objet de leur quatrième visite décennale et intégreront à leur tour les modifications associées au quatrième réexamen périodique.

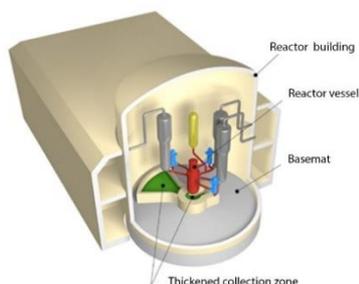
Comme détaillé à l'Article 14, la réévaluation de la sûreté de ces réacteurs, et les améliorations qui en découlent, sont réalisées au regard des réacteurs de nouvelle génération, comme l'EPR, dont la conception répond à des exigences de sûreté significativement renforcées, notamment pour ce qui concerne la limitation des conséquences radiologiques des accidents sans fusion du cœur (voir Focus 9 ci-dessous) 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.

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

1. de diminuer 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 attendant RIC, évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte sans ouverture du dispositif d'éventage (voir Focus 9 ci-dessous) ;
3. de diminuer le risque de fusion des assemblages de combustibles usés en piscine : mise en place d'un système diversifié pour refroidir la piscine de désactivation du bâtiment combustible... ;
4. d'améliorer la résistance de l'installation aux agressions : renforcement du pont polaire vis-à-vis du séisme extrême, modifications (aérothermes, systèmes de ventilation...) pour réduire la température dans les locaux en situation de canicule, dispositions de protection contre la foudre...

Focus 9 : Modifications visant à limiter les conséquences des accidents avec fusion du cœur

Mise en place d'un dispositif de « stabilisation du corium » dans le puits de cuve



L'objectif de cette modification est de limiter les conséquences sur le public et l'environnement en cas d'accident grave avec percée de la cuve en mettant en place un dispositif de stabilisation du corium sur le radier lors d'une situation accidentelle avec fusion du cœur (dispositif équivalent au Core Catcher de l'EPR).

En situation d'accident avec fusion du cœur, la fusion des assemblages de combustible peut entraîner la formation d'un bain de corium⁶ pouvant à terme percer la cuve puis conduire à l'érosion du radier⁷ et donc remettre en cause le confinement.

⁶ Le corium est un magma métallique et minéral constitué d'éléments fondus du cœur du réacteur nucléaire

⁷ Le radier est une dalle en béton de plusieurs mètres d'épaisseur qui constitue les fondations du bâtiment réacteur

La modification permet :

- l'étalement du corium après la percée de la cuve, qui s'effectue dans le puits de cuve et le local d'instrumentation du cœur. L'étalement à sec du corium est garanti par l'étanchéification préalable du puits de cuve et du local d'instrumentation adjacent ;
- le renoyage du corium réalisé par gravité à partir de l'eau présente dans les puisards et dans le fond du bâtiment réacteur, ceux-ci ayant été préalablement remplis par les circuits d'injection de sécurité (système RIS), le système d'aspersion de l'enceinte (système EAS) ou par le système d'aspersion « Noyau Dur » (système EAS-ND).

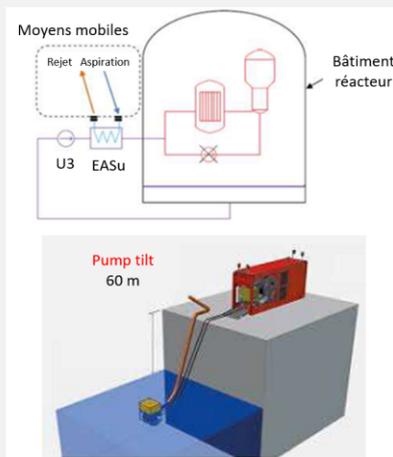
Mise en place d'un système de refroidissement du corium « système EAS-ND »

L'objectif de cette modification est d'ajouter un moyen d'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte, sans ouverture du dispositif d'éventage de l'enceinte lors de situations extrêmes.

Cette modification permet le remplissage des puisards du bâtiment réacteur nécessaire à la stabilisation du corium.

Cette disposition met en œuvre :

- une pompe pouvant fonctionner en injection directe depuis le réservoir PTR ou en recirculation depuis les puisards du bâtiment réacteur alimentée par le diesel DUS ;
- un échangeur qui permet l'évacuation de la chaleur du fluide primaire véhiculé par la pompe (EAS-ND) à la source froide mobile ultime (SF-u) ;



- une source froide ultime (SF-u) composée d'un moyen de pompage mobile acheminé et déployé par la FARN (des pompes submersibles alimentées par des groupes électrogènes diesels). Elle est reliée à la partie fixe du circuit de refroidissement par l'intermédiaire de tuyauteries flexibles raccordées au niveau de piquages situés en limite de l'îlot nucléaire.

Réacteurs de 1300 MWe

Fin 2022, 17 réacteurs de 1300 MWe auront déjà effectué leur troisième visite décennale. Entre 2023 et 2025, 3 réacteurs supplémentaires de 1300 MWe feront l'objet de leur troisième visite décennale et intégreront à leur tour les modifications associées au troisième réexamen périodique.

Les études menées dans ce cadre conduisent 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.

Les objectifs du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, avec le premier réacteur faisant l'objet de son quatrième réexamen périodique prévu en 2026, sont similaires à ceux des réacteurs de 900 MWe.

Réacteurs de 1450 MWe

Les quatre réacteurs de 1450 MWe auront fait l'objet de leur seconde visite décennale fin 2022 durant laquelle les modifications issues du deuxième réexamen périodique sont mises en œuvre.

Les études menées dans ce cadre conduisent 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 avec fusion du cœur et les 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 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...)

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 visent une résistance accrue de l'installation aux agressions internes et externes et la mise en place d'un noyau dur opérationnel (voir Focus 19 au § 14.1.2.2).

Les principales améliorations réalisées ou prévues portent sur :

- la fiabilisation de la chaîne de levage du pont polaire ;
- 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 par sprinkler sur les aires expérimentales du bâtiment réacteur ;
- le renforcement sismique du bâtiment réacteur et de ses équipements importants pour la protection afin de prendre en compte l'évolution des normes sismiques ainsi que le renforcement des bâtiments adjacents pour garantir leur stabilité ou du moins leur non-agression du bâtiment réacteur ;
- la mise en place d'un circuit de renoyage ultime complétant les dispositions de prévention du risque de vidange du bloc-pile en cas de brèche sur le circuit primaire de refroidissement du réacteur ;
- la mise en place du circuit d'eau de nappe (redondant) pour garantir que le combustible reste noyé et refroidi. Ce circuit peut être utilisé également pour la lutte contre l'incendie ;
- la mise en place du circuit de dégonflage sismique (redondant) permettant de maintenir le confinement réacteur en dépression avec filtration de l'extraction ;
- la mise en place de la coupure automatique de l'ensemble des alimentations électriques non sismiques sur seuil séisme pour éviter tout incendie post séisme d'origine électrique ;
- la création d'un nouveau poste de gestion de crise opérationnel en situation d'agression naturelle extrême.

6.4. Mise à l'arrêt définitif de réacteurs

En 2020, les 2 réacteurs de 900 MWe situés à Fessenheim ont été mis à l'arrêt.

Focus 10 : Arrêt définitif des deux réacteurs de la centrale nucléaire de Fessenheim

EDF a adressé au Ministre chargé de la transition écologique et solidaire et à l'Autorité de Sûreté Nucléaire la demande d'abrogation de l'autorisation d'exploiter ainsi que la déclaration de mise à l'arrêt définitif des deux réacteurs de la centrale nucléaire de Fessenheim, réacteur 1 le 22 février 2020 et réacteur 2 le 30 juin de la même année.

Ceci fait suite à la signature, le 27 septembre 2019, par l'Etat de la décision de fermeture anticipée de la centrale de Fessenheim, résultant du plafonnement de la production d'électricité d'origine nucléaire fixé par la loi du 17 août 2015 relative à la transition énergétique pour la croissance verte.

Par ailleurs, depuis la 7^e réunion d'examen de la Convention, plusieurs réacteurs de recherche du CEA ont été mis à l'arrêt définitif :

- le réacteur Orphée, situé sur le centre de Saclay, qui exploitait des faisceaux de neutrons pour la recherche, est à l'arrêt définitif depuis fin 2019 ;
- le réacteur Masurca, situé sur le centre de Cadarache, qui était une maquette critique, est à l'arrêt définitif depuis décembre 2018 ;

- les réacteurs Éole et Minerve, situés sur le centre de Cadarache, qui étaient également des maquettes critiques, sont à l'arrêt définitif depuis 2017 ;
- la maquette critique Isis, située sur le centre de Saclay, est à l'arrêt définitif depuis mars 2019.

La mise à l'arrêt définitif de ces réacteurs résulte des besoins des programmes de recherche en nette diminution et du coût du maintien en conditions opérationnelles de toutes ces installations :

- les besoins expérimentaux et de recherche ne justifiaient plus le besoin de maintenir les réacteurs Orphée et Eole-Minerve en exploitation ;
- l'arrêt du réacteur Masurca est intervenu dans le cadre de l'abandon du projet ASTRID ;
- l'arrêt de la maquette critique Isis fait suite à celui du réacteur Osiris implanté dans le même bâtiment de l'INB.

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. Le cadre communautaire, législatif et réglementaire

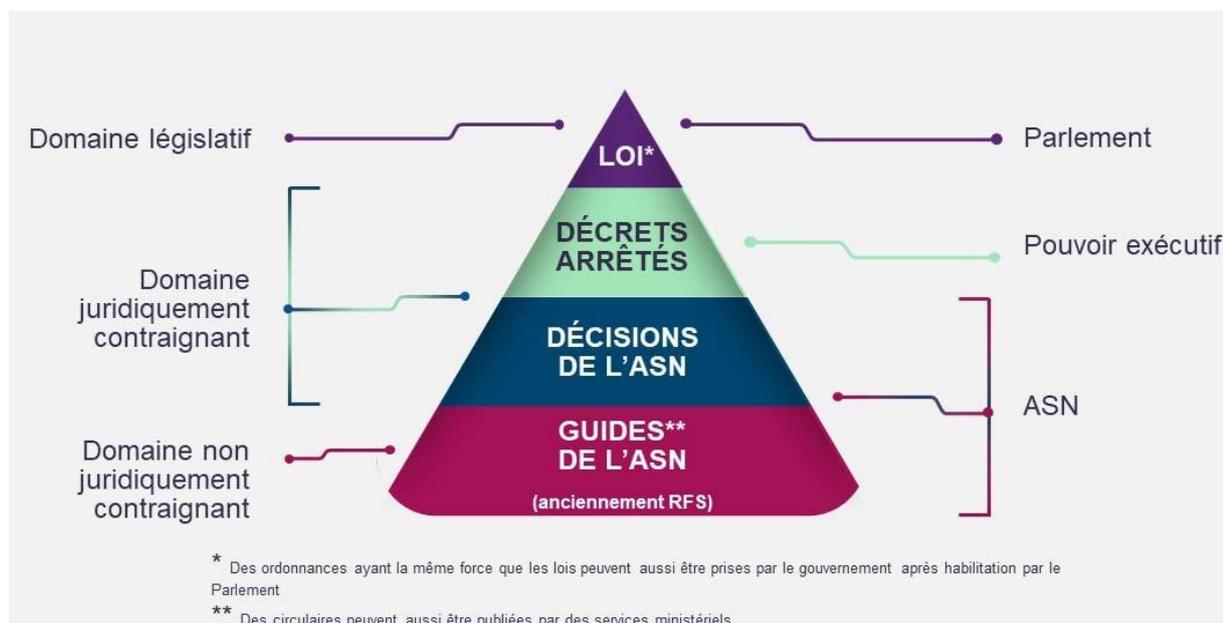


Figure 7-1: Différents niveaux de réglementation

7.1.1. Aperçu du cadre législatif

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 ».

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 et réglementaires 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. L'ordonnance n° 2016-128 du 10 février 2016 a assuré la transposition, pour la partie législative, de la directive du 8 juillet 2014.

D'importantes dispositions législatives ont été introduites dans le code de l'environnement postérieurement à 2015. Elles portent sur :

- le renforcement de la transparence et de l'information des citoyens avec notamment un renforcement et une extension des missions des commissions locales d'information (CLI) et un renforcement de certaines procédures d'information des populations ;
- le confortement du régime des INB avec l'encadrement du recours à la sous-traitance, l'évolution du régime de modification des INB et la rénovation du régime de la mise à l'arrêt définitif et du démantèlement des INB ;
- la clarification de l'organisation du contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection par l'ASN et l'IRSN.

L'année 2019 a constitué une étape importante des travaux de codification du droit nucléaire dans le code de l'environnement. Le 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 a, en effet, codifié et actualisé les dispositions de huit décrets relatifs aux INB et à la transparence en matière nucléaire applicables aux INB.

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

- les dispositions propres aux missions et attributions de l'ASN, aux articles L. 592-1 et suivants et R. 592-1 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 nucléaire (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'ASN régissent également le domaine. Ceux-ci sont précisés dans les paragraphes 7.2 et 7.3.

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 n°96-972 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 n°2001-1053 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 n°89-361 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 n° 89-360 du 2 juin 1989 ;
- la Convention d'Espoo⁸, sur l'évaluation de l'impact sur l'environnement dans un contexte transfrontière, qui a été publiée par le décret n° 2001-1176 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'environnement⁹, publiée par le décret n°2002-1187 du 12 septembre 2002 ;
- le traité Euratom¹⁰, qui a été signé le 25 mars 1957 à Rome par la France. Il est entré en vigueur en 1958.

7.2. La réglementation technique générale

La refonte de la réglementation technique générale relative aux INB a été engagée à partir de 2006 : elle intègre les « niveaux de référence » du référentiel d'exigences communes, élaborées par l'association des responsables des Autorités de sûreté des pays d'Europe (association WENRA).

7.2.1. Les arrêtés

7.2.1.1. 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

⁸ 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.

⁹ 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.

¹⁰ 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.

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'ASN.

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 dispositions de cet arrêté prévoient l'identification par l'exploitant des éléments importants pour la protection (EIP)¹¹ 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)¹², 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 et un retour d'expérience sur sa mise en œuvre, sa révision est en cours. Les parties prenantes seront consultées sur cette révision.

7.2.1.2. Les arrêtés relatifs aux équipements sous pression

Les INB comprennent deux types d'équipements sous pression : d'une part, les équipements sous pression nucléaires (ESPN), c'est-à-dire ceux qui composent les circuits primaires et secondaires principaux (CPP et CSP) ainsi que ceux qui confinent des produits radioactifs, d'autre part, ceux qui ne sont pas spécifiques aux installations nucléaires mais sont implantés dans ces installations. La réglementation qui leur est applicable est détaillée dans le tableau 7-1.

¹¹ Les EIP sont définis comme assurant des fonctions qui permettent de démontrer que les intérêts sont protégés de manière suffisante.

¹² Les AIP sont définies comme participant aux dispositions qui permettent de démontrer que les intérêts sont protégés de manière suffisante.

	Équipements sous pression nucléaires		Équipements sous pression et recipients à pression simples implantés dans le périmètre des INB (Suivi en service)
	Circuits primaires et secondaires principaux des réacteurs à eau sous pression	Autres équipements sous pression nucléaires	
Dispositions générales	Parties législatives et réglementaires du code de l'environnement (chapitre VII du titre V du livre V)		
Dispositions relatives à la fabrication des équipements	Section 12 du chapitre VII du titre V du livre V du code de l'environnement (partie réglementaire) Arrêté du 30 décembre 2015	Section 12 du chapitre VII du titre V du livre V du code de l'environnement (partie réglementaire) Arrêté du 30 décembre 2015	Sections 9 et 10 du chapitre VII du titre V du livre V du code de l'environnement
Dispositions relatives à l'exploitation	Section 14 du chapitre VII du titre V du livre V du code de l'environnement Arrêté du 10 novembre. 1999	Section 14 du chapitre VII du titre V du livre V du code de l'environnement Arrêté du 30 décembre 2015	Section 14 du chapitre VII du titre V du livre V du code de l'environnement Arrêté du 20 novembre 2017

Table 7-1 : Réglementation des équipements sous pression implantés dans le périmètre des INB

Les dispositions réglementaires relatives à l'ensemble des équipements sous pression reposent sur les mêmes principes :

- 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. Le dimensionnement de ces exigences est adapté 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 spécifique, compte tenu du rôle essentiel de ces circuits et des implications potentielles en cas de rupture. L'arrêté de 10 novembre 1999, mentionné dans le tableau 7-1 ci-dessus, 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'ASN. La réalisation de ces contrôles coïncide avec la réalisation des réexamens périodiques des réacteurs.

7.2.2. Les décisions réglementaires à caractère technique prises par l'ASN

En application du code de l'environnement, l'ASN peut prendre, pour préciser les décrets et arrêtés 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'ASN 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 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'ASN.

Les décisions réglementaires de l'ASN 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'ASN sont listées en Annexe B.

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

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.

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).

La liste des RFS et des guides est consultable sur le site internet de l'ASN et figure en Annexe B.

7.2.4. Les codes et normes professionnels élaborés par l'industrie nucléaire française

L'industrie nucléaire produit des règles détaillées portant sur les règles de l'art et les pratiques industrielles, qu'elle réunit notamment dans des « codes industriels ». Ces règles permettent de transposer concrètement les exigences de la réglementation technique générale tout en reflétant la bonne pratique industrielle. Elles facilitent ainsi les relations contractuelles entre clients et fournisseurs.

Dans le domaine particulier de la sûreté nucléaire, les 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. Les 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.

L'élaboration de ces documents relève de la responsabilité des industriels, et non de l'ASN.

L'ASN a pris position sur le caractère approprié de certaines méthodes décrites dans des guides de l'AFCEN auquel le code RCC-M (partie du code RCC relative aux matériels mécaniques) est adossé. Cela ne constitue pas une approbation du code mais le fabricant qui applique correctement ces guides et le code se place dans les meilleures conditions pour assurer et démontrer la conformité de ses équipements aux exigences essentielles de sécurité fixées dans la réglementation.

Pour ce qui concerne le code RSE-M (règles de surveillance en exploitation des matériels mécaniques), l'ASN ne se prononce pas sur son application complète mais est amenée à prendre position sur certaines de ses dispositions qui concernent la transcription d'exigences réglementaires.

Des échanges techniques réguliers ont lieu chaque année entre l'ASN et l'AFCEN, relativement au contenu des codes et à leurs évolutions, qui contribuent à assurer une cohérence d'ensemble.

7.2.5. Processus d'élaboration des documents et réglementaires et para-réglementaires de l'ASN

La procédure d'élaboration d'un texte à l'ASN est présentée par le logigramme ci-dessous :

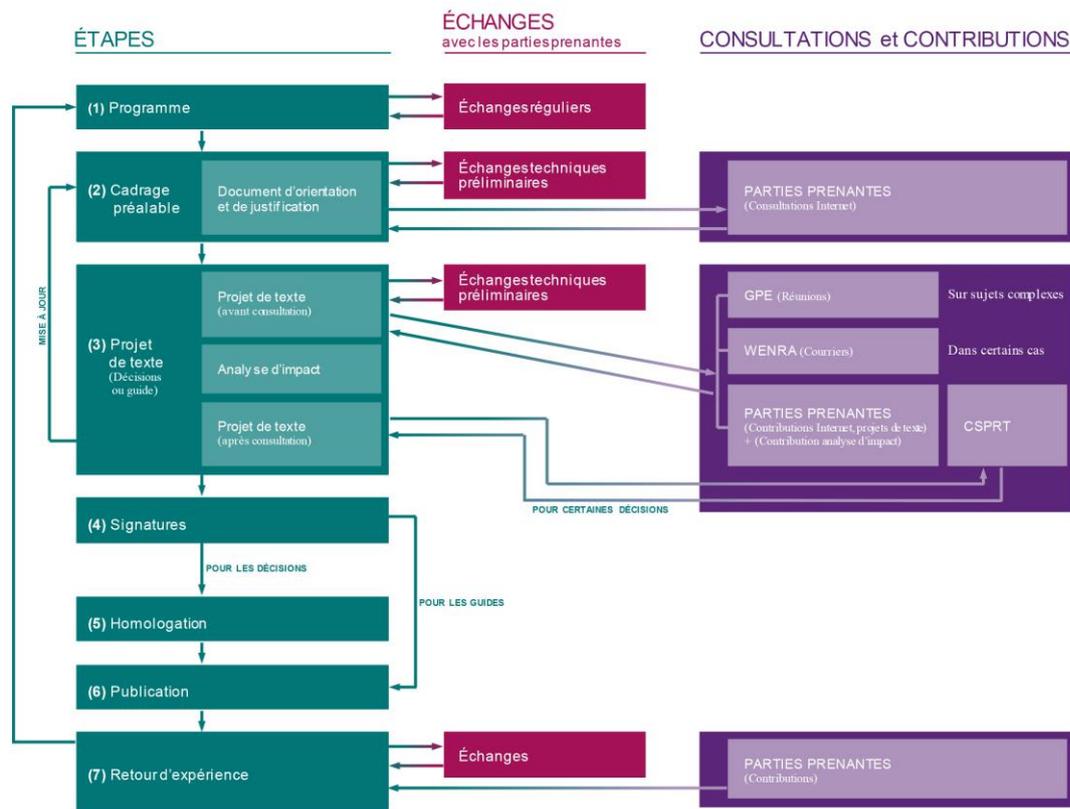


Figure 7-2 : Procédure d'élaboration d'un texte à l'ASN

L'ASN a mis en place un Document d'Orientations et de Justification (DOJ) qui présente l'objet du texte et sa nature (décision, guide...), les types d'installations ou d'activités régies par le texte, 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...). Ce DOJ tient également compte des normes

internationales telles que celles édictées par l'AIEA ainsi que les recommandations et niveaux de référence édictés par la CIPR ou par WENRA.

Il contient un exposé des motifs et la justification préliminaire des dispositions prévues, l'éventuelle période transitoire prévue avant l'entrée en vigueur du texte, le caractère transposable aux INB des dispositions applicables aux ICPE comparables (applicabilité technique aux INB des exigences prescrites aux ICPE de même nature).

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.

Il identifie les principales contraintes nouvelles ou simplifications prévues par le projet.

Le DOJ est mis en ligne et complété au fil de l'avancée du projet de texte. Toutes les modifications du DOJ sont recensées dans le document.

L'ASN accorde une place importante à la concertation dans le processus d'élaboration de ses décisions réglementaires et de ses guides. Elle favorise la participation des parties prenantes dès le début de la démarche afin de faciliter la prise en compte de leurs contributions et observations dès le stade de définition des orientations des textes, et au final l'appropriation de ces textes par les exploitants en particulier. Ces parties prenantes sont très diverses : il peut notamment s'agir des associations de protection de l'environnement, des médias, des commissions locales d'information, des exploitants, des collectivités territoriales, des administrations, des organismes comme le Conseil supérieur de la prévention des risques technologiques, ou encore de pays étrangers et leurs citoyens.

La large participation menée par l'ASN permet de prendre en considération, dans l'élaboration des textes, les intérêts et contraintes de l'ensemble de ces parties prenantes et également de valoriser des compétences et contributions variées. Une gouvernance ouverte et élargie favorise l'acceptation, la mise en œuvre et la pérennité des dispositions introduites par les textes ainsi élaborés ainsi que la transparence en matière de sûreté nucléaire.

Les observations reçues sont toutes publiées sur le site Internet de l'ASN, à l'exception des indications susceptibles de porter atteinte au secret de la défense nationale, de faciliter la réalisation d'actes pouvant porter atteinte à la santé, la sécurité ou la salubrité publique ou de porter atteinte au secret en matière industrielle ou commerciale qui peuvent être transmises par courrier confidentiel séparé.

Les services de l'ASN en charge de l'élaboration d'une décision réglementaire conservent les dispositions retenues et tracent les choix faits au cours de cette élaboration, notamment pour prendre en compte les observations reçues des parties prenantes.

7.3. Les 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 la réalisation de 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'ASN 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.

7.3.1. Les options de sûreté

Un industriel envisageant d'exploiter une INB peut demander à l'ASN, 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'ASN 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.

7.3.2. 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'ASN (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 (RPS), l'étude de maîtrise des risques et le plan de démantèlement (R. 593-16 du même code).

Lorsqu'un avis de l'ASN a été rendu dans les conditions définies à l'article R. 593-14, la version préliminaire du rapport de sûreté (RPS) 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'ASN instruit les demandes d'autorisation de création des INB (L. 592-29 du code de l'environnement).

7.3.2.1. Le débat public

En application des articles L.121-1 et suivants du code de l'environnement, la création d'une INB est soumise à la procédure de débat public lorsqu'il s'agit d'un nouveau site de production électronucléaire ou si le nouveau site (hors production électronucléaire) correspond à un investissement d'un coût supérieur à 300 M€. Le débat public porte sur l'opportunité, les objectifs et les caractéristiques du projet. De plus, comme indiqué au § 7.3.2.2, les autorisations de création puis le décret de démantèlement d'une INB sont accordées après enquête publique.

7.3.2.2. L'évaluation environnementale

L'ordonnance du 3 août 2016 a modifié les règles applicables à l'évaluation environnementale avec les objectifs suivants :

- la simplification et la clarification des règles applicables à cette évaluation ;
- la transposition de la directive 2011/92/UE du 13 décembre 2011 concernant l'évaluation des incidences de certains projets publics et privés sur l'environnement (telle que modifiée par la directive 2014/52/UE du 16 avril 2014).

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 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), de l'ensemble des informations présentées dans l'étude d'impact et reçues dans le cadre des consultations effectuées et du maître d'ouvrage.

7.3.2.3. L'enquête publique

Outre l'éventuelle organisation d'un débat public présenté au § 7.3.2.1, 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.

En outre, en application de l'article 37 du traité Euratom, 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 de l'Union européenne.

7.3.2.4. 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.

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'ASN et les autres services de l'État (R. 125-64 du même code). Les représentants de l'ASN et des autres services de l'État 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'ASN de questions sur la sûreté nucléaire et la radioprotection (L. 125-27 du même code). L'ASN doit, en outre, comme les exploitants et l'État, 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'ASN peut la saisir, si besoin, dans les autres cas.

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

7.3.2.5. Le décret d'autorisation de création (DAC)

Au vu de l'instruction technique réalisée par l'ASN 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'ASN. Les exploitants et la CLI ont la possibilité d'être entendus par le collège de l'ASN avant que celui-ci ne rende son avis (pour les CLI, voir § 7.3.2.4).

Le ministre chargé de la sûreté nucléaire élabore le projet de décret qui est soumis, pour avis, à l'Autorité de sûreté nucléaire (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.

7.3.2.6. Les prescriptions définies par l'ASN pour l'application du DAC

Pour l'application du DAC, l'ASN 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'ASN 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.

7.3.3. L'autorisation de mise en service

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, l'exploitant adresse à l'ASN 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'ASN. L'ASN 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 est détaillé au § 19.1.

7.3.4. 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'ASN, soit à l'autorisation de l'ASN (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'ASN 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'ASN de proportionner davantage son contrôle aux enjeux de chaque modification.

7.3.5. 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)¹³ 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'ASN qui a la compétence pour prendre les mesures individuelles et en assurer le contrôle.

7.3.6. 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'ASN. 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'ASN, lesquelles peuvent être complétées ou modifiées si nécessaire.

A l'issue du démantèlement de l'installation, l'Autorité de sûreté nucléaire 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.

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

La loi confie à l'ASN le contrôle des installations nucléaires. Dans un souci d'efficacité administrative, l'ASN 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'ASN aux fournisseurs, prestataires ou sous-traitants des exploitants, y compris pour les activités mises en œuvre hors des INB.

¹³ Les ICPE sont des installations non nucléaires soumises à une réglementation spécifique.

Le contrôle des installations nucléaires est une mission fondamentale de l'ASN. 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'ASN 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'ASN 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'ASN 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.

7.4.1. Les modalités du contrôle des INB

Les modalités du contrôle de l'ASN 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'ASN font apparaître des manquements aux exigences réglementaires, des mesures de coercition ou sanctions (voir § 7.5) peuvent être prises à l'encontre des exploitants.

7.4.2. L'organisation de l'ASN pour le contrôle des INB

Pour exercer son contrôle, l'ASN dispose d'inspecteurs désignés et habilités par le président de l'ASN (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'ASN 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'ASN dispose d'environ 200 inspecteurs pour les réacteurs nucléaires, qui bénéficient de l'appui technique de l'IRSN (environ 170 experts pour les réacteurs nucléaires), dont les missions sont précisées au § 8.1.6. L'ASN ne dispose pas d'inspecteurs résidents. Les inspecteurs en division (voir § 8.1.2) 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 de l'ASN. 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.

Focus 11 : Inspections avec mise en situation des équipes de conduite

L'ASN a développé depuis 2021 des inspections spécifiques avec une mise en situation d'une équipe de conduite sur le simulateur pleine échelle de réacteur. Ces inspections ont pour objectif de vérifier la capacité de l'équipe de conduite à gérer un scénario accidentel, notamment :

- sur la durée quasi-complète d'un quart en respectant les bonnes pratiques en vigueur (communication opérationnelle, autocontrôle, responsabilités des acteurs, etc.),
- lors des phases de retour à l'état sûr,
- lors des phases de relève,

- l'applicabilité, sur le terrain, des fiches de manœuvre liées aux procédures.

A Civaux, le service de formation de la centrale a ainsi été mis à contribution pour concevoir un scénario d'incident à la fois réaliste, peu gourmand en temps de préparation et conforme aux objectifs fixés : la mise en place d'une relève entre deux équipes de conduite en situation d'incident d'une part et la gestion du retour à la conduite normale lorsque l'état de l'installation le permet d'autre part. Le choix de ce type de scénario résulte du constat de l'ASN que :

- la formation des agents de conduite est centrée sur la gestion des accidents emblématiques qui combinent des circonstances aggravantes et des situations dégradées, au détriment des incidents au moindre impact sur la sûreté et la disponibilité de l'installation mais qui présentent une probabilité d'occurrence nettement plus importante ;
- la gestion de la relève des équipes de conduite en situation d'incident ou d'accident est actuellement peu pratiquée en formation, alors qu'elle fait partie du quotidien des agents de conduite en situation d'exploitation normale de l'installation.

A Flamanville 3, l'équipe d'inspection a observé la gestion d'un certain nombre d'événements incidentels et accidentels inscrits dans un scénario élaboré par les inspecteurs, en lien avec le service formation d'EDF, en se focalisant sur la gestion à court et à moyen terme du retour du réacteur dans un état sûr. Cette inspection comportait une mise en situation sur simulateur sur une durée de six heures et la validation à blanc par l'exploitant des fiches de manœuvre sur le terrain.

Lors de cette mise en situation, une succession d'événements significatifs ont été simulés. Les différentes phases ne sont pas régies par les mêmes règles : en situation normale, c'est le « code de la route » de la conduite d'un réacteur, autrement dit les spécifications techniques d'exploitation qui s'appliquent de plein droit, tandis qu'en situation incidentelle ou accidentelle, la conduite est régie par des règles particulières validées par l'ASN.

Cette inspection s'est avérée fort utile ; elle a démontré la pertinence d'utiliser le simulateur de conduite pour observer la gestion d'un événement incidentel ou accidentel. Elle a également révélé l'intérêt de combiner à la fois le grément du plan d'urgence interne sur site et l'application sur le terrain des fiches de manœuvre liées aux procédures afin d'apprécier le fonctionnement global de l'organisation locale de crise.

Ces scénarios ont permis à l'ASN d'examiner in situ le comportement d'une équipe de conduite en salle de simulateur et sur le terrain, son savoir-faire et l'applicabilité des consignes de conduite incidentelle et accidentelle (CIA) et ainsi d'apprécier la qualité de la formation des équipes de conduite du CNPE aux situations accidentelles.

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.

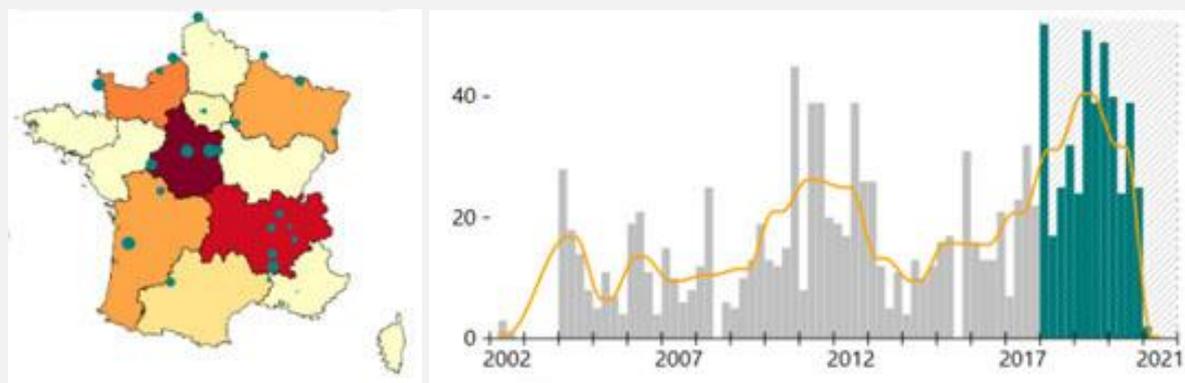
Les multiples réseaux thématiques de discussion et espaces collaboratifs sont également le lieu d'échanges et de partage des pratiques.

Focus 12 : Système d'intelligence artificielle utilisé par l'ASN

Dans le cadre de son plan stratégique pluriannuel, l'ASN a engagé des travaux relatifs à la transformation numérique du contrôle de la sûreté nucléaire. Le projet SIANCE (système d'intelligence artificielle pour le nucléaire, son contrôle et son évaluation) s'inscrit dans cette action.

SIANCE vise à exploiter les données constituées par les lettres de suite d'inspection de l'ASN (près de 23 000 en 2020) pour accompagner les inspecteurs dans leur travail. Cela permet, par des méthodes d'intelligence artificielle, d'exploiter une mine d'informations textuelles impossible à exploiter par des moyens humains, étant donnée la richesse technique du contenu de ces lettres.

SIANCE permet aux inspecteurs, sur un domaine donné (site, exploitant, thématique, équipement, période de temps...), de disposer des rapports d'inspection pertinents. Il peut aussi afficher, sous forme de graphiques, leur répartition géographique et le nombre de constatations.



SIANCE constitue ainsi une aide pour la définition des programmes d'inspection avec un meilleur ciblage des thèmes ou des éléments à contrôler. Par ailleurs, SIANCE permet, grâce à l'analyse des lettres de suite d'inspections, d'identifier des tendances et de détecter des signaux faibles.

Cet outil permet ainsi d'exploiter, sans délai, le contenu de ces lettres de suite. Les inspecteurs pourront ainsi connaître les constats et les bonnes pratiques relevés dans les lettres de suite d'un même domaine, chez un exploitant, sur une période donnée, sur tel ou tel matériel... en un seul clic !

L'inspection conduite par l'ASN 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'ASN 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'ASN 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.

7.5. 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'ASN 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'ASN et transmis au procureur de la République territorialement compétent qui appréciera l'opportunité d'engager des poursuites.

Les mesures de coercition et les sanctions administratives

L'ASN 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'ASN (lettre de suite d'inspection);
- la mise en demeure par l'ASN 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'ASN, peut prononcer l'amende administrative, lorsqu'une décision de mise en demeure, prise préalablement par l'ASN 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'ASN 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.

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'ASN, du non-respect de dispositions de décisions de l'ASN ou de la gestion irrégulière de déchets radioactifs. En cas de constat d'infractions ne relevant pas du domaine de compétence de l'ASN, 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 entre 2016 et 2021 sont regroupés dans le tableau 7-2.

Année	Mise en demeure	PV transmis au procureur de la République	Nombre de PV de l'inspection du travail
2016	6	2	1
2017	2	13	5
2018	5	14	2
2019	4	8	4
2020	2	11	8
2021	4	2	0

Tableau 7-2 : Mesures administratives et procès-verbaux concernant les INB transmis au procureur de la République

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

La loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 (loi TSN) a créé une autorité administrative indépendante, l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN), chargée du contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection pour toutes les activités nucléaires civiles.

La loi donne à l'ASN la compétence de prendre des décisions réglementaires pour préciser les décrets et arrêtés pris en matière de sûreté nucléaire ou de radioprotection. L'ASN 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'ASN 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'ASN.

La loi donne également à l'ASN 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'ASN 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'ASN placés, pour l'exercice de ces attributions, sous l'autorité du ministre chargé du travail.

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

- l'ASN est consultée sur les projets de décret et d'arrêté ministériel de nature réglementaire relatifs à la sûreté nucléaire (voir § 7.2) ;
- l'ASN 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 § 7.3.2, § 7.3.4, § 7.3.6) ;
- l'ASN 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 requis aux organismes qui participent aux contrôles (voir § 7.4) ;
- l'ASN 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'ASN participe 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 (lettre mensuelle de l'ASN, rapport annuel), site Internet asn.fr, centre d'information et de documentation du public, conférences de presse, séminaires et expositions. Pour plus de détails, voir le § 8.1.3.

8.1.1. Indépendance de l'ASN

L'ASN 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'ASN 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'ASN 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'ASN 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'ASN.

Les règles déontologiques régissant les commissaires de l'ASN, 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 agents de l'ASN, qui constitue l'annexe 1 au règlement intérieur de l'ASN. Ce règlement fait l'objet d'une décision publiée au Bulletin Officiel.

8.1.2. Organisation de l'ASN

8.1.2.1. Le collège de l'ASN

L'ASN 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'ASN exercent leur fonction à plein temps.

Le collège définit la stratégie de l'ASN. À cet égard, il intervient dans la définition des politiques générales, c'est-à-dire des doctrines et principes d'action de l'ASN dans ses missions essentielles que sont la réglementation, le contrôle, la transparence, la gestion des situations d'urgence, les relations internationales,

etc. En application de la loi, le collège rend les avis de l’ASN au Gouvernement et prend les principales décisions de l’ASN.

8.1.2.2. Les services de l’ASN

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

Les services centraux sont constitués de 9 directions thématiques, d’un secrétariat général, et de deux missions, l’une d’expertise et d’animation, et l’autre de soutien au contrôle (voir figure 8-1). Les services centraux de l’ASN 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.

Les divisions territoriales de l’ASN exercent leurs activités sous l’autorité de délégués territoriaux, représentants locaux de l’ASN. 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’ASN 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’ASN contribue à l’information du public, en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection, mission confiée par la loi à l’ASN.

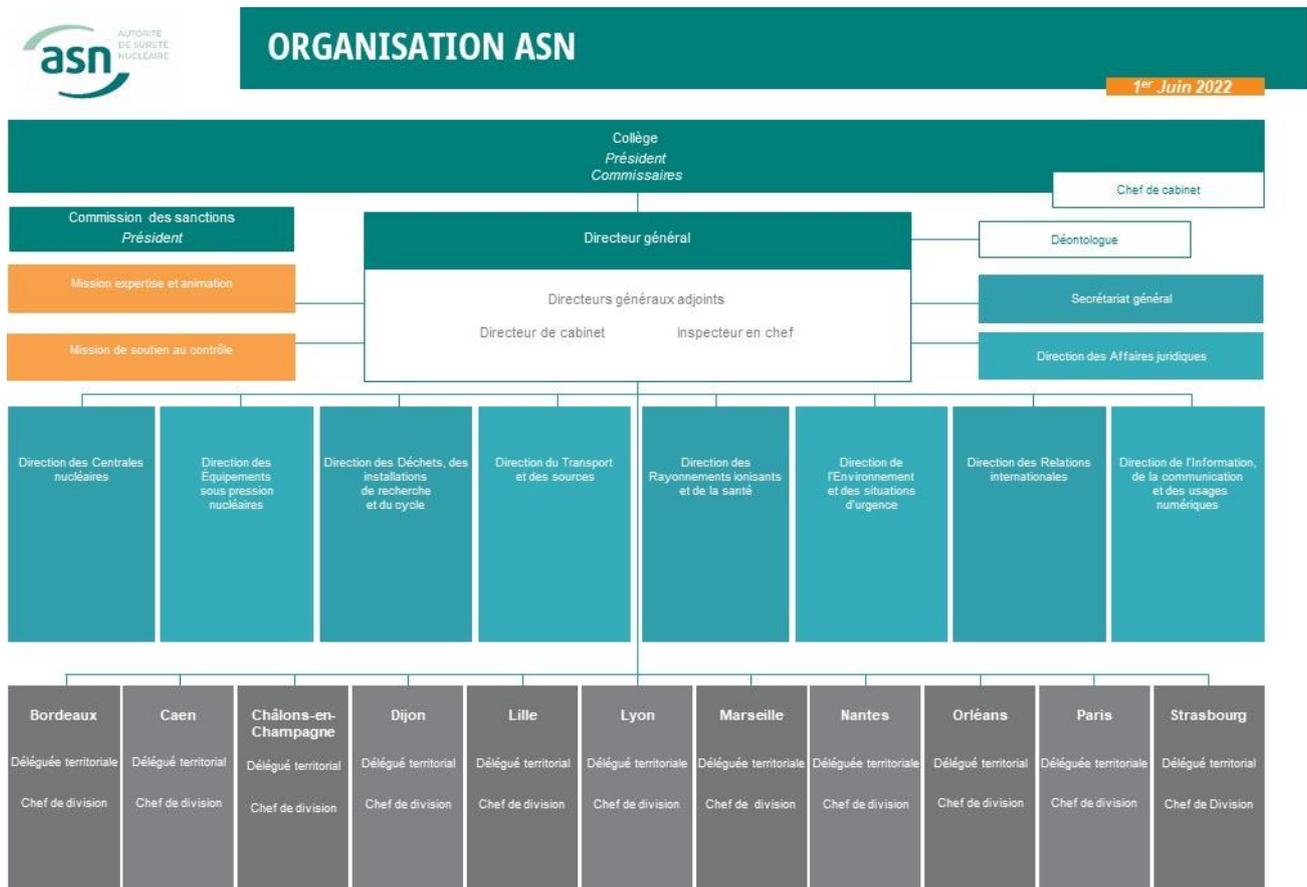


Figure 8-1 : Organisation générale de l’ASN

8.1.3. Ouverture et transparence

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

L'ASN 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'ASN 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'ASN 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'ASN 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 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 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'ASN 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 consulte les parties prenantes et le public sur ses projets de décisions (voir § 7.2.5).

Le site asn.fr est au cœur du dispositif d'information des publics (plus de 50 000 visiteurs uniques par mois en moyenne). L'ASN met en ligne sur asn.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'ASN et les textes de référence (lois, décrets, arrêtés, avis...) ;
- les avis et recommandations des groupes permanents d'experts placés auprès d'elle ;
- ...

Tout citoyen peut adresser à l'ASN des demandes d'information en ligne (à l'adresse info@asn.fr) ou par courrier.

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

L'ASN 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'ASN. L'ASN 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'ASN dote les Commissions locales d'information (CLI) des outils et de l'accompagnement nécessaires pour assurer une bonne information des publics non-avertis. L'ASN 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 § 7.3.2.4).

Focus 13 : Concertation dans le cadre de la poursuite de fonctionnement des réacteurs de 900 MWe

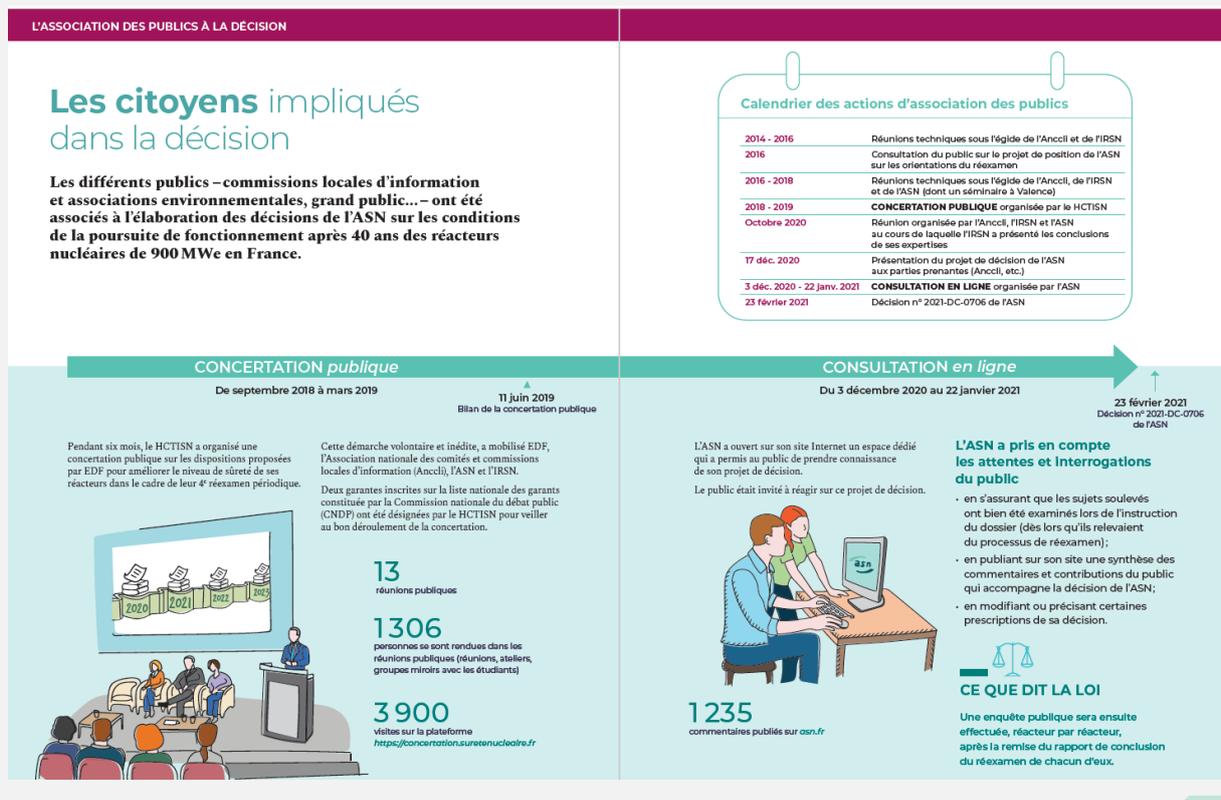
Sur proposition de l'ASN, le Haut Comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire (voir § 8.2) a décidé de lancer une concertation sur la phase générique du 4^e réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe du parc nucléaire français (32 réacteurs exploités par EDF et répartis sur 8 sites).

Cette démarche de concertation inédite, non prévue par la réglementation, a été mise en œuvre à l'étape de leur 40^{ème} année de fonctionnement afin de recueillir l'avis du public, en ligne et lors de réunions locales de concertation, sur les conditions de poursuite du fonctionnement de ces réacteurs de 900 MWe. La conduite de la concertation a reposé sur une pluralité d'acteurs (HCTISN, ASN, IRSN, EDF, ANCCLI, CLI).

Le public a été sollicité, sur la base de 15 thématiques, pour déterminer les thèmes prioritaires des débats sur l'amélioration de la sûreté.

Le public a pu échanger avec des experts d'EDF, de l'ASN et de l'IRSN au cours des réunions publiques, poser ses questions et accéder à l'information en ligne sur la plate-forme créée pour cette concertation.

Cette concertation s'est tenue du 6 septembre 2018 au 31 mars 2019. L'information et le recueil des questions et avis du public ont été assurés à l'échelle des territoires et à l'échelle nationale, via une plate-forme numérique. Au total, 16 réunions réunissant 1300 participants ont été organisées autour de chacun des 8 sites concernés ainsi qu'au sein d'établissements d'enseignement supérieur.



8.1.4. Les moyens de l'ASN

8.1.4.1. Ressources humaines

L'effectif global de l'ASN s'élève au 31 décembre 2021 à 519 personnes, dont 292 dans les services centraux, 226 dans les divisions territoriales et 1 à l'étranger. Depuis 2017, l'effectif a cru de 11 personnes, soit +2,17%.

Au 31 décembre 2021, l'âge moyen des agents de l'ASN était de 45 ans. La pyramide des âges équilibrée et la diversité des profils en termes de recrutement, donc d'expériences, permet à l'ASN de disposer des ressources humaines qualifiées et complémentaires nécessaires à sa mission. Par ailleurs, la formation, les modalités d'intégration des plus jeunes et la transmission des savoirs garantissent l'expertise requise pour l'exercice de ses missions. La compétence est l'une des quatre valeurs de l'ASN. 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 agents de l'ASN. La gestion des compétences de ses agents est fondée notamment sur un cursus formalisé de formations techniques. En 2021, plus de 2400 jours de formation ont été dispensés aux agents de l'ASN.

8.1.4.2. Moyens financiers

Depuis 2000, l'ensemble des moyens en personnel et en fonctionnement concourant à l'exercice des missions confiées à l'ASN provient du budget général de l'État.

En 2021, le budget de l'ASN s'est élevé à 67,15 M€. Il a augmenté de 7% entre 2017 et 2021. Le budget du contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en France comprend aussi le budget de l'expertise technique apportée par l'IRSN d'un montant de 84 M€ en 2021.

Le collège de l'ASN 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'ASN).

8.1.5. Système de management

Pour garantir et améliorer la qualité et l'efficacité de son action, l'ASN définit et met en œuvre un système de management intégré inspiré des standards internationaux de l'ISO et de l'AIEA et fondé sur :

- un plan stratégique pluriannuel et des objectifs annuels partagés ;
- un manuel d'organisation regroupant des notes d'organisation et des procédures qui définissent les règles internes à l'ASN pour le bon exercice de chacune de ses missions ;
- des audits internes et externes portant sur la mise en œuvre des dispositions prévues par le système de management ;
- des indicateurs de performance qui permettent de mesurer l'efficacité de l'action de l'ASN ;
- l'écoute des parties prenantes (publics, élus, associations, médias, syndicats, industriels) ;
- des revues annuelles du système de management, pour l'amélioration continue de son fonctionnement.

8.1.6. Les appuis techniques de l'ASN

L'ASN bénéficie de l'expertise d'appuis techniques pour préparer ses décisions. L'IRSN est le principal d'entre eux. Par ailleurs, l'ASN s'appuie sur les avis et les recommandations de groupes permanents d'experts pour préparer ses décisions.

8.1.6.1. L'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN)

L'IRSN est un établissement public et commercial autonome. Ses missions sont définies dans le code de l'environnement (L. 592-45 et suivants du code de l'environnement). Il est l'expert public des risques nucléaires et radiologiques. Ses activités couvrent ainsi de nombreux domaines :

- sûreté et sécurité des INB (réacteurs nucléaires, usines, laboratoires, déchets) et des transports ;
- intervention en cas de risque radiologique ;
- surveillance de l'environnement ;
- radioprotection de l'homme en situation normale et accidentelle.

L'Institut conduit et met en œuvre des programmes de recherche afin d'asseoir la capacité nationale d'expertise publique et de contribuer au développement des connaissances scientifiques en matière de risques nucléaires et radiologiques. En outre, l'IRSN contribue à la formation et à l'information du public sur les risques nucléaires et radiologiques.

Il est chargé d'une mission d'appui technique aux autorités publiques compétentes en sûreté, radioprotection et sécurité, aussi bien dans la sphère civile que dans celle de la défense. L'ASN peut ainsi, pour préparer sa décision, saisir l'IRSN sur des dossiers techniques transmis par les exploitants à l'ASN. L'IRSN réalise l'expertise technique du dossier pour répondre à la saisine et établit un avis technique. Les avis de l'IRSN sont rendus publics.

L'ASN est consultée par le Gouvernement sur la part de la subvention de l'État à l'IRSN correspondant à sa mission d'appui technique de l'ASN. Une convention quinquennale conclue entre l'ASN et l'IRSN fixe les modalités d'intervention de cet appui technique, qui correspond environ à 440 ETP. Elle est déclinée chaque année dans un protocole qui permet d'affiner les priorités en fonction des enjeux en termes de sûreté nucléaire et de radioprotection.

8.1.6.2. Les groupes permanents d'experts

Pour préparer certaines de ses décisions, l'ASN 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'ASN. En particulier, le groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires (GPR) est consulté par l'ASN sur la sûreté nucléaire et la radioprotection des réacteurs nucléaires. Le GPR analyse les conclusions de l'expertise technique réalisée par l'IRSN à la demande de l'ASN 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'ASN rend publics les avis rendus par les GPE ainsi que les positions prises ensuite par l'ASN.

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'ASN.

- 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'ASN. 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 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 énergétique, élabore, coordonne et met en œuvre les missions du Gouvernement concernant la sûreté nucléaire et la radioprotection des installations civiles.
- l'ASN 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'ASN 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'ASN 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'ASN, comme toute autorité administrative indépendante :

- adresse chaque année, avant le 1^{er} 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 ».

Cet article prévoit aussi 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 l'Ingénierie et Projets Nouveau Nucléaire (DIPNN).

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.

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

Le directeur d'unité (CNPE), titulaire d'une délégation de pouvoirs du Directeur de la DPN, est doté des moyens nécessaires pour assurer le respect de la réglementation au niveau des 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) (voir Focus 14 au § 10.2) 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 de l'entreprise 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 objectifs annuels prioritaires 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.

Contrôle de l'ASN

Le contrôle de l'ASN vise en premier lieu à s'assurer que les exploitants assument effectivement leurs obligations. L'ASN exerce sa mission de contrôle en utilisant, 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.

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

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

9.2.1. Les dispositions prises par EDF

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, réunions et visites thématiques des CLI, rencontres avec les élus, communiqués de presse, lettres mensuelles d'information, centre d'information du public, espace site Internet (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.

En particulier, le rapport annuel, publié par chaque CNPE au titre de l'article L. 125-15 du code de l'environnement, décrit notamment les dispositions prises en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection, les incidents et accidents en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection, la nature et les résultats des mesures des rejets radioactifs et non radioactifs dans l'environnement, la nature et la quantité de déchets radioactifs entreposés sur le site de l'installation. Ce rapport est rendu public et transmis à la CLI instituée auprès de chaque CNPE.

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

EDF participe aussi aux travaux du HCTISN.

9.2.2. Les dispositions prises par le CEA

Le CEA mène des actions favorisant la transparence et l'information du public, en particulier :

- la participation aux réunions publiques des CLI afin de les informer des activités de recherche, de l'évolution de la situation réglementaire des installations, ainsi que des événements relatifs à la sûreté nucléaire et à la radioprotection. Les CLI sont établies auprès de chaque centre CEA ;
- la participation de la direction générale du CEA 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 ;
- la participation du CEA aux travaux du HCTISN ;
- la publication du rapport annuel en application de l'article L. 125-15 du code de l'environnement.

9.2.3. Les dispositions prises par l'ILL

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

- la participation aux réunions plénières et aux réunions publiques de la CLI ;
- la rédaction annuelle d'un rapport publié sur le site internet de l'ILL ;
- la participation aux campagnes régionales d'information sur les risques industriels ;
- la tenue à jour sur son site Internet (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 (voir Focus 19 au § 14.1.2.2). Des rubriques questions-réponses ont été intégrées ;
- la participation à des forums techniques-scientifiques.

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 et la DIPNN 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 sont menées par WANO sur le parc en exploitation à raison de quatre Peer Reviews par an. La prise en compte de leurs recommandations est pilotée au sein de plans d'amélioration.

Pour ce qui concerne l'évaluation de sûreté indépendante, certains dispositifs sont uniques, comme la mise en place d'une filière indépendante de sûreté, et le Comité Sûreté Nucléaire en Exploitation, qui permet une analyse de sûreté transverse des événements d'exploitation avec la contribution de l'ensemble des directions d'unités.

Focus 14 : Filière indépendante de sûreté d'EDF

Une « filière indépendante de sûreté » (FIS) est notamment mise en place :

- dans chaque CNPE, la filière indépendante de sûreté (FIS), composée d'ingénieurs sûreté et d'auditeurs, assure quotidiennement la vérification en matière de sûreté des actions et décisions prises par les services en charge de l'exploitation des installations ;
- au niveau de la DPN, la FIS contrôle et évalue le fonctionnement de la FIS de chaque CNPE ;
- au niveau du Groupe, les services d'inspection interne d'EDF, notamment l'inspecteur général rattaché au président du groupe EDF, assisté d'une équipe d'inspecteurs, constituent le plus haut niveau de vérification indépendante de la sûreté nucléaire au sein du groupe EDF.

En toute indépendance des lignes opérationnelles, la FIS vérifie l'appropriation et la mise en œuvre des principes et exigences liés à la protection des intérêts. Elle rapporte au dirigeant de l'entité considérée. Elle alerte l'échelon supérieur si elle l'estime nécessaire.

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 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 la feuille de route « Culture Sûreté » associée. Dans l'objectif de renforcer le leadership sûreté, un Questionnaire Perception de la Sûreté (QPS), adossé maintenant au référentiel WANO, 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/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 ASN) au travers de documents prescriptifs et de recommandations ou guides à destination des acteurs de la sûreté nucléaire de la DES.

La fonction de contrôle est assurée par des 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 inspections programmées et des inspections réactives en lien avec des événements significatifs. La directrice de l'IGN peut décider sa saisine sur des sujets opportuns.

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) mise en place en 2018 afin, en particulier, de renforcer l'indépendance de la sûreté.

Le Directeur adjoint de l'ILL, 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 et CS sont clairement identifiées et décrites dans le SMI mentionné au § 9.1. Ainsi, la CQSR est en charge de la réalisation des vérifications et évaluations indépendantes de sûreté.

La politique en matière de protection des intérêts mentionné au § 9.1 est remise systématiquement aux nouveaux collaborateurs 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. Le contrôle des dispositions prises par les exploitants par l'ASN

L'ASN contrôle les exploitants des INB pour s'assurer qu'ils accordent la priorité à la sûreté, ceci selon trois niveaux :

1. les inspections permettent d'apprécier la manière dont les exploitants déclinent la priorité à la sûreté dans leurs activités et d'apprécier le niveau de culture de sûreté. Ces inspections peuvent porter sur la politique de sûreté, sur les actions engagées en matière d'animation et de développement de la culture sûreté, sur l'appropriation correcte de la culture sûreté par les acteurs. Les inspections permettent aussi d'examiner comment sont faits les arbitrages dans les cas où un problème de sûreté est présent... Outre les techniques habituelles d'examen documentaire et d'observation en situation de travail, les inspecteurs de l'ASN 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/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'ASN 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.

10.6. Les dispositions internes de l'ASN

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

L'ASN dispose depuis 2012 d'un système de management intégré qui se base sur les normes internationales, telles que les normes GSR Part 1 et GSR Part 3 de l'AIEA ainsi que sur la norme 9001 de l'ISO. Sa déclaration de politique qualité place le système de management au cœur de son organisation pour l'accomplissement de ses missions de contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en accord avec ses valeurs (compétence, rigueur, indépendance et transparence) et son ambition (exercer un contrôle reconnu par les citoyens), l'évaluation et l'amélioration continue de l'action et du fonctionnement de l'ASN au regard de sa mission.

Le système de management intégré favorise l'implication de tous pour l'accomplissement des missions de l'ASN. Ce système participe également à la diffusion à l'ensemble des agents de la culture commune de l'ASN

décrite dans le document « notre engagement collectif ». Il contribue à créer le cadre nécessaire pour la mise en œuvre d'une approche rigoureuse ainsi que d'une attitude interrogative.

La culture de sûreté est au cœur des valeurs et des pratiques de l'ASN. L'ASN a formalisé les principes directeurs de son action de contrôle dans le cadre de son plan stratégique. Ils constituent le socle d'une culture partagée et d'un savoir-faire collectif. L'ASN 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 les gros équipements). 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'ASN 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.

L'ASN donne la priorité à la sûreté ainsi qu'en témoignent les positions qu'elle a prises, par exemple la décision d'arrêter les quatre réacteurs de Tricastin jusqu'au renforcement de la tenue au séisme de la digue ainsi que la position sur la réparation avant la mise en service des huit soudures de traversée des tuyauteries vapeur de l'EPR de Flamanville.

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 (DGECC) du ministère de la Transition Énergétique 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 120 GWe dans le monde au 31 décembre 2021, pour une production mondiale de 529,7 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 2021 a été de 462 TWh, dont 360,7 TWh issus de la production nucléaire (62 GWe de capacité installée), 62,4 TWh hydraulique (20 GWe) et 38,6 TWh du thermique (5,5 GWe).

En 2021, le Groupe a réalisé un chiffre d'affaires consolidé de 84,5 milliards d'euros, un EBITDA de 18 milliards d'euros et un résultat net part du Groupe de 5,1 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. Le montant total des investissements, initialement évalué à 55 milliards d'euros₂₀₁₃, soit 60 milliards d'euros courants, entre 2014 et 2025 pour les réacteurs du parc en fonctionnement, a été réévalué à date à 50,2 milliards d'euros courants.

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'ASN 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 représentaient au 31 décembre 2021 une valeur de réalisation de 28,9 milliards d'euros. 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 financée par la France, l'Allemagne et la Grande-Bretagne via ses associés (CEA, CNRS, FZJ, UKRI). Ceci fait l'objet d'une convention entre ces trois pays. Cette convention vient d'être prolongée par la signature du 6^e avenant qui assure à l'ILL les capacités financières nécessaires pour son fonctionnement sur les 10 prochaines 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 de sûreté 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 20 % 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

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'ASN 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'ASN 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 2021, l'effectif de la division production nucléaire (DPN) d'EDF, en charge de l'exploitation des réacteurs nucléaires, est d'environ 22 700 personnes, réparties entre les centrales en exploitation, une unité en construction (FLA3) et les 2 unités nationales d'ingénierie. Les ingénieurs et cadres représentent 36 % des effectifs, les agents de maîtrise 60 % et les agents d'exécution 4 %.

À ces 22 700 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 5 670 ingénieurs et techniciens des centres d'ingénierie répartis dans les collèges cadres (80 %) et maîtrise (20 %) ;
- près de 230 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 ces 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. De plus, des Comités de Formation en unité définissent des formations « juste à temps » 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 formation est construit pour atteindre les objectifs de compétence, selon les options pédagogiques adaptées. Chaque unité procède, pour veiller à l'acquisition, au maintien et au développement des compétences de ses salariés, à une enquête annuelle formalisée via les entretiens entre chaque salarié et son manager direct. 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 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.

11.2.3. Les dispositions prises pour les réacteurs de recherche

11.2.3.1. Le réacteur de recherche CABRI du CEA

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

- deux ingénieurs sûreté, qui possèdent 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 ;
- le chef d'installation et le chef du service d'accueil de l'INB ;
- des intervenants des unités support (services techniques) et des entreprises sous-traitantes pour les maintenances et contrôles et essais périodiques.

Par ailleurs, il existe un soutien à l'INB pour des études de sûreté spécifiques ou du contrôle :

- des ingénieurs de l'unité de soutien sûreté du site de Cadarache ;
- un chargé d'affaire dédié à CABRI de la cellule de sûreté du site de Cadarache.

Enfin, de façon ponctuelle, l'installation peut faire appel à la Direction de la sécurité et de la sûreté nucléaire (DSSN) ainsi qu'à des experts du CEA.

Les personnels du réacteur CABRI en charge d'activités en lien avec la sûreté nucléaire reçoivent des formations spécifiques à leur poste. Ils sont habilités et qualifiés 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 Direction de la sécurité et de la sûreté nucléaire (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 9 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'ASN

Le contrôle de l'ASN 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.

L'ASN a constaté que le renouvellement massif des compétences auquel EDF a été confronté a conduit à un effort sans précédent en termes de formation et d'accompagnement des nouveaux embauchés, ainsi qu'au déploiement des académies de métiers pour la formation des nouveaux arrivants sur sites.

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^{er}). 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 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 d'analyse des impacts socio-organisationnels et humains (SOH) dans tout projet de conception, modification et démantèlement à enjeu de sûreté. Dans la continuité de ce qui était

réalisé depuis la fin des années 80 dans les projets de conception neuve, la démarche SOH a été engagée en 2006, afin d'assurer la prise en compte des aspects humains et organisationnels dans les modifications techniques, documentaires et organisationnelles. Après plus de 10 années de construction et déploiement de cette démarche, les progrès suivants peuvent être aujourd'hui notés :

- un référent SOH est présent dans chacune des unités d'ingénierie qui assure une compétence experte auprès de la direction et des chefs de projet ;
 - un pilotage des projets et dossiers dans les unités qui identifie les conceptions/modifications à enjeux SOH et assure la mise en œuvre des actions nécessaires dans toutes les phases jusqu'au déploiement sur le parc nucléaire ;
 - une évolution des pratiques des responsables de conception qui intègrent 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 ;
 - un rôle majeur d'unités transverses relatives aux différents paliers du parc nucléaire, pour assurer la coopération entre ingénierie et exploitant dans le travail de conception/modification ;
 - une mise en œuvre graduée, avec une couverture des projets à enjeu notable : Réexamens Périodiques, EPR UK, Grand Carénage, Colimo¹⁴ ou projets sécuritaires.
- l'accompagnement des actions d'amélioration de l'exploitation, assuré par des experts FH auprès des opérationnels : les Consultants Facteurs Humains sur sites et les experts nationaux (UNité d'Ingénierie d'Exploitation, R&D). La prise en compte des aspects FOH en exploitation est fortement portée par le travail des Consultants FH de site et l'appui des équipes nationales (Unité d'ingénierie d'exploitation-UNIE, R&D). Un ou deux consultant(s) FH sont présents sur chaque site (un CFH par paire de réacteurs) ; leur action est relayée le plus souvent par des correspondants FH dans les services. Leur mission porte sur trois domaines principaux : le développement du management de la sûreté et de la culture de sûreté, l'amélioration des situations sociotechniques et organisationnelles, le développement des compétences Facteurs Humains. Sur les dernières années, ils ont particulièrement accompagné les démarches qui concernent le management de la sûreté et la culture de sûreté : méthode d'analyse d'événements, évolution de l'analyse de risques, soutien aux pratiques de performance humaine, mise en place de la prise de décision opérationnelle, renvoi d'image culture de sûreté.

12.3. Les dispositions prises pour les réacteurs de recherche

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 Direction de la sécurité et de la sûreté nucléaire (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 contrôle placés auprès de chaque directeur de centre.

¹⁴ Le projet Colimo vise à moderniser les méthodes et pratiques de consignation afin de renforcer la sérénité et la sécurité des acteurs de conduite et de maintenance.

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 ;
- 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.

Les formations en matière de prise en compte des FOH dans les activités présentant à la fois un enjeu de sûreté et une composante FOH significative se sont poursuivies et une formation sur l'intégration des FOH dans l'analyse des événements a été dispensée dans les différents centres du CEA.

En matière de R&D, le CEA a clôturé son accord de partenariat de recherche avec l'École des Mines de Paris. Les deux thèses prévues dans le cadre de cet accord ont été soutenues en 2020 et 2021. Elles portaient respectivement sur l'étude des mécanismes de contrôle des activités de prestataires en quasi-intégration et sur l'étude de la transmission des connaissances réalisée lors des périodes de transition entre deux prestataires. Un travail de valorisation est en cours avec l'objectif de mettre à profit ces deux thèses pour enrichir les formations, le référentiel documentaire FOH... Cela peut concerner différents thèmes comme par exemple la transformation des compétences naissantes en compétences expertes ou les modifications du fonctionnement d'une organisation qui font suite à des formations réalisées.

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'ASN

L'ASN contrôle les actions entreprises par l'exploitant pour 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'ASN 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'ASN contrôle aussi les activités effectuées pour l'exploitation des réacteurs existants, pendant toute la durée de leur exploitation. En particulier, l'ASN 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'ASN contrôle les activités de constitution du retour d'expérience de la conception, de la construction et de l'exploitation des réacteurs. En particulier, l'ASN 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.

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 (EIP¹⁵ 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 des personnes différentes.

L'arrêté INB (article 2.4.1) stipule que l'exploitant définit et met en œuvre un système de gestion intégrée qui lui permette 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 Division Production Nucléaire et Thermique (DPNT) et de la Direction Ingénierie et Projets Nouveau Nucléaire (DIPNN) ont élaboré un document (PMPI) précisant les responsabilités et principes d'organisation mis en œuvre pour répondre aux

¹⁵ Les EIP constituent un ensemble plus vaste que les systèmes, structures et composants (SSC) définis par l'AIEA.

dispositions réglementaires, 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 exploitants d'INB de la DPN et de la DIPNN et aux entités de la DPNT, de la DIPNN et d'EDF Hydro 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 ce 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 Sécurité 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 DPNT-DIPNN 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 ces 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 sécurité 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.

A noter que les entités de la DIPNN et les entités de la DPNT sont engagées dans une démarche de certification ISO 19443.

Relations avec les prestataires

Les opérations de maintenance des réacteurs du parc électronucléaire français sont en grande partie sous-traitées par EDF à des entreprises extérieures. La mise en place de cette politique industrielle relève du choix de l'exploitant. Un système de qualification préalable des prestataires 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 et ce principe est formalisé dans le Cahier des Charges Social pièce constitutive des marchés, construit dans le cadre des travaux du CSFN (Comité Stratégique de la Filière Nucléaire) avec EDF et ses principaux prestataires.

Pour s'assurer de la qualité des prestations, EDF s'assure en premier lieu de la capacité des prestataires à réaliser les prestations dans de bonnes conditions. Il exerce ensuite une surveillance sur les activités confiées à ses prestataires. Cette surveillance ne décharge pas le prestataire de ses responsabilités contractuelles, et notamment de celles relatives à l'application des exigences techniques et à l'assurance qualité. Les contrats entre le donneur d'ordre et ses prestataires définissent clairement les responsabilités de chacun, les exigences applicables et les engagements en matière de qualité et de résultats.

Par ailleurs, pour renforcer la qualité du partenariat avec les prestataires, un programme d'amélioration est engagé. Il porte en particulier sur la qualité des interventions, des contrats donnant un poids plus important au « mieux-disant », la facilitation des conditions d'intervention sur le terrain.

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, notamment :

- la mise en place d'un dispositif lanceur d'alerte garantissant l'anonymat et utilisable aussi par toute personne externe à EDF ;
- 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. Il est relié à un réseau de correspondants Ethique et Conformité, géré par la tête du Groupe EDF. En cas de signalement sur le site lanceur d'alertes EDF ou celui de l'ASN, le référent Ethique et Conformité de l'entité traite les alertes ou les fait traiter (en cas de besoin de sachants dans le cadre de l'instruction, en limitant le nombre de personnes informées au strict nécessaire), de façon à comprendre, circonscrire les risques potentiels et prendre les dispositions conservatoires nécessaires, tout en respectant les dispositions de la loi Sapin 2 du 9 décembre 2016 ;
- les sensibilisations menées sur l'importance de l'intégrité et de la culture de sûreté ;
- l'intégrité et la conservation des données (par exemple, le stockage des rapports de fin de fabrication) ;
- des dispositions d'inspection des fabrications chez les fournisseurs plus orientées sur la détection des sujets CFSI ;
- la mise en place de moyens de contre-calculs ;
- la spécification Générale d'Assurance de la Qualité jointe aux contrats passés par EDF à ses fournisseurs, imposant un devoir d'alerte ainsi qu'une supervision sur ses sous-traitants ;
- l'intégration du risque CFSI dans le processus de qualification des fournisseurs via des questions spécifiques.

Depuis début 2021, les entités de l'ensemble 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. Début 2022, 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). Cette démarche renforce la prise en compte du risque CFSI.

13.3. Les dispositions prises pour les réacteurs de recherche

13.3.1. Les réacteurs du CEA

En application de l'arrêté INB, chaque centre 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 (DES) et du centre de Cadarache (où est implanté le réacteur de recherche CABRI) intègre qualité, santé/sécurité et environnement (QSE). Il est certifié au regard des normes ISO 9001, ISO 14001 et OHSAS 18001.

En outre, la DES, à laquelle sont rattachés les réacteurs de recherche CABRI et RJH en construction, 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 de recherche CABRI, ces audits concernent aussi bien la qualité des activités relatives aux programmes que celle des activités liées à son exploitation en sûreté.

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

Depuis fin 2017, l'ILL s'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 disponible 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.

Focus 15 : Transformation par l'ILL de son système d'assurance de la qualité en système de gestion intégrée

Avant 2017, l'ILL possédait un système d'assurance de la qualité répondant à l'arrêté qualité de 1984 mais pas totalement à l'arrêté INB de février 2012. Suite à la mise en demeure de l'ASN, l'ILL a donc pris l'option de refondre totalement ce système aboutissant au SMI actuel et à des améliorations en termes de clarification des rôles et des responsabilités, de maîtrise de la documentation et de la traçabilité, de meilleure formalisation du contrôle technique et des vérifications indépendantes. L'organisation du management de la sûreté a également été profondément modifiée par l'ajout d'une entité indépendante de sûreté rattachée à la direction (CQSR).

Ce SMI mis en place fin 2017 a été déployé et adapté jusqu'à fin 2020. Fin 2021, le niveau d'appropriation par le personnel de l'ILL est élevé et la démarche d'amélioration continue a atteint sa maturité.

13.4. Le contrôle de l'ASN

13.4.1. Assurance de la qualité de la construction et de l'exploitation des réacteurs

L'ASN 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 l'emploi de prestataires

La fourniture d'EIP et la réalisation d'AIP (maintenance, études) pour les réacteurs du parc électronucléaire français sont en partie sous-traitées par EDF à des entreprises extérieures. Le rôle de l'ASN est de contrôler que même dans le cadre du recours à des prestataires, EDF continue d'exercer pleinement sa responsabilité sur la sûreté de ses installations. Ce contrôle de la maîtrise par EDF 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 EDF 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 EDF sur ces fournisseurs.

Dans le cadre de cette activité de contrôle, la réglementation dispose que l'ASN peut réaliser des inspections chez les fournisseurs et édicter des prescriptions à l'exploitant sur les activités réalisées par ces fournisseurs.

Dans le cas particulier de la conception et de la fabrication des ESPN, l'ASN peut directement réaliser un contrôle des fabricants d'ESPN, qui vise à s'assurer du respect des prescriptions réglementaires en matière de sûreté auxquelles ces fabricants sont soumis.

Concernant le choix des prestataires, en application de dispositions législatives adoptées en 2016, l'ASN contrôle que lorsqu'EDF envisage de confier à un intervenant extérieur la réalisation d'une AIP, 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'ASN 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'ASN 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'ASN contrôle également la surveillance, réalisée par EDF, de ses fournisseurs et de leurs sous-traitants.

L'ASN réalise également des inspections au sein des différents services d'ingénierie sur la surveillance des prestataires impliqués dans les études de conception.

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 § 7.3.

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 présenté 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'ASN 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* ». Par ailleurs, le code de l'environnement précise que « *les dispositions proposées par l'exploitant lors des réexamens au-delà de la trente-cinquième année de fonctionnement d'un réacteur électronucléaire sont soumises, après enquête publique, à la procédure d'autorisation par l'Autorité de sûreté nucléaire mentionnée à l'article L. 593-15* » (article R. 593-19). Ce dispositif permet au public de se prononcer sur les conditions de la poursuite de fonctionnement des réacteurs électronucléaires au-delà de la durée initialement considérée à leur conception.

Indépendamment des procédures d'autorisation et de réexamen, le code de l'environnement prévoit la possibilité pour l'ASN « *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

Réacteur EPR de Flamanville

Un haut niveau de sûreté a été recherché dans les études de conception du réacteur EPR de Flamanville avec les objectifs suivants :

- la prévention et la limitation des conséquences d'initiateurs simples susceptibles de survenir dans les différents états du réacteur, qu'il s'agisse des états en puissance, des états intermédiaires ou des états d'arrêt avec le cœur complètement déchargé dans la piscine d'entreposage du combustible. Au regard de ces objectifs, ont été réalisées :
 - les études de conception des chaînes de régulation des principaux paramètres physiques de l'installation ;
 - les études de conception des automatismes visant à ramener l'installation dans son domaine de fonctionnement normal avant sollicitation des systèmes de protection, de l'arrêt automatique du réacteur (signaux et chute des grappes) ;
 - les études de conception des systèmes de sauvegarde (RIS-RA, VDA, ASG, RBS, ...) et de leurs systèmes supports ;

- les études de conception de la 3^e barrière de confinement constituée notamment d'une enceinte interne (paroi, radier, liner), d'un espace entre enceintes interne et externe en dépression et d'un système d'isolement des traversées.
- la prise en compte, de façon déterministe, des accidents correspondant à des défaillances multiples (défaillances de mode commun ou échec d'un système de sûreté sollicité sur initiateur simple), qui a conduit au dimensionnement des dispositions RRC-A (Risk Reduction Category A), comme les signaux diversifiés d'Arrêt Automatique de Réacteur, le démarrage des diesels d'ultime secours SBO, la mise en place sur les pompes primaires d'un dispositif d'étanchéité à l'arrêt (DEA), l'ouverture de la ligne du pressuriseur dédiée au gavé ouvert, le refroidissement de la piscine d'entreposage par la 3^e file PTR ;
- la prise en compte, de façon déterministe, des agressions internes selon un principe d'étude similaire à ceux des événements initiateurs simples ;
- la prise en compte, de façon déterministe, des agressions externes à des niveaux de sévérité élevés, qu'il s'agisse des agressions d'origine humaine (chute d'avion, explosion, ...) ou des agressions d'origine naturelle (séisme, températures extrêmes, ...). Au-delà des cas de charge qu'elles constituent, certaines de ces agressions font l'objet d'études de leurs conséquences en particulier vis à vis des initiateurs internes qu'elles sont susceptibles de provoquer ;
- "l'élimination pratique" des situations d'accident avec fusion du cœur qui pourraient conduire à des rejets précoces ou importants, par la mise en place de dispositions physiques visant à éviter leur apparition, comme la dépressurisation du circuit primaire par l'ouverture d'une des deux lignes du pressuriseur « Gavé Ouvert » et « AG » et la recombinaison catalytique de l'hydrogène par les recombineurs autocatalytiques passifs du BR ;
- la prise en compte, de façon déterministe, de situations accidentelles hypothétiques de fusion du cœur susceptibles de se produire. Les dispositions dites RRC-B (Risk Reduction Category B) visent à préserver le confinement à long terme (protection du radier par les fonctions d'étalement dans un récupérateur et de noyage du corium / évacuation de la puissance résiduelle par la fonction EVU aspersion) et à limiter les rejets et protéger des populations (mise en place de fonctions de confinement statiques et dynamiques). La maîtrise des rejets implique également la recherche systématique et le traitement de toutes les situations pouvant conduire à un contournement du confinement ;
- l'utilisation des Études Probabilistes de Sûreté en complément de la démarche déterministe pour le choix des défaillances multiples à considérer ainsi que pour la confirmation des orientations techniques retenues :
 - l'EPS de niveau 1 (hors agressions) et les EPS Agressions, qui ont pour objectif de quantifier le risque de fusion du cœur en-deçà d'une cible globale de 10^{-5} par tranche et par année d'exploitation, tout type de défaillances et d'agressions pris en compte ;
 - l'EPS de niveau 2 (hors agressions), 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.

A l'issue des EPS de conception, qui ont permis, au début du projet, d'orienter la conception du réacteur et de fournir des éléments d'appréciation sur les diverses options de conception possibles, les EPS de réalisation réalisées en support au dossier de demande d'autorisation de mise en service permettent de vérifier

l'adéquation du dimensionnement aux objectifs généraux de sûreté fixés à l'origine. Les EPS de réalisation ont permis notamment :

- de vérifier l'obtention d'une conception équilibrée de la sûreté du réacteur, c'est-à-dire de l'absence de scénarios ayant une contribution trop largement dominante à la fréquence globale de fusion du cœur ;
- d'identifier les situations RRC-A (Risk Reduction Category A) en s'assurant pour chacune d'elles de l'existence et de l'efficacité de dispositions particulières permettant de réduire le risque de fusion du cœur ;
- en complément des dispositions déterministes prises pour les prévenir, de porter un jugement sur « l'élimination pratique » de certaines séquences de fusion du cœur conduisant à des rejets précoces ou importants (tels que les séquences de by-pass du confinement, les accidents de réactivité...);
- de confirmer la robustesse de la conception vis-à-vis des agressions internes et externes.

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. La démarche d'analyse de sûreté de l'INB RJH 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 :

- 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 également l'objet d'une analyse de sûreté déterministe.

14.1.2.2. En exploitation

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.

Mis en service entre 1977 et 1987, les réacteurs d'EDF d'une puissance de 900 MWe ont atteint, pour les premiers d'entre eux, l'échéance de leur quatrième réexamen périodique. 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.

Focus 16 : Objectifs de sûreté du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe

Dans le cadre du 4^e réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, EDF s'est donnée pour objectif de tendre vers les objectifs de sûreté des réacteurs de 3^e génération type EPR et de réduire les rejets précoces ou importants, afin d'éviter des effets durables dans l'environnement. EDF a ainsi mis en place des dispositions selon deux axes :

1. Eviter tout risque de dispersion de la radioactivité dans les sols en rendant résiduel le risque de percée des fondations du bâtiment réacteur (radier) grâce à l'étalement à sec du corium et son refroidissement par renoyage passif (immersion sous eau) ; cette solution, dans son principe, est semblable à celle mise en œuvre sur EPR pour stabiliser le corium ;
2. Eviter l'ouverture du dispositif de décompression/filtration de l'enceinte (filtre U5) pour des scénarios accidentels avec perte des systèmes de sauvegarde, en mettant en œuvre une disposition particulière dite EAS ND qui permet de maintenir l'inventaire en eau (volume d'eau) du circuit primaire et d'évacuer la puissance résiduelle du cœur transférée dans l'enceinte de confinement.

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 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 (voir Focus 17 ci-dessous).

Focus 17 : Améliorations de sûreté mise en œuvre dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe

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

1. de diminuer les conséquences radiologiques des accidents sans fusion du cœur : mise en œuvre de la réalimentation de la bêche 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, etc. ;
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 (voir Focus 9 au § 6.3.1), évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte sans ouverture du dispositif d'éventage (voir Focus 9 au § 6.3.1) ;
3. de diminuer le risque de fusion des assemblages de combustibles usés en piscine d'entreposage: mise en place d'un système diversifié pour refroidir la piscine d'entreposage du bâtiment combustible ;
4. d'améliorer la résistance de l'installation aux agressions : renforcement du pont polaire vis-à-vis du séisme extrême, modifications (aérothermes, systèmes de ventilation...) pour réduire la température dans les locaux en situation de canicule, dispositions de protection contre la foudre...

Le réacteur de recherche 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.

Sur la base des conclusions de ce réexamen, le CEA a établi un plan d'actions précisant les modifications in situ envisagées, et le cas échéant, les mesures compensatoires mises en œuvre dans l'attente de leur réalisation.

En particulier, les travaux réalisés sur le pont roulant ont permis d'augmenter sa fiabilité, ce qui constitue une amélioration notable en termes de sûreté.

Le réacteur RHF de l'ILL

Lors du dernier réexamen de sûreté 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.

Les améliorations de sûreté prévues dans le cadre du réexamen visent une résistance accrue de l'installation aux agressions internes et externes et la mise en place d'un noyau dur opérationnel (voir Focus 19 ci-dessous).

Les principales améliorations réalisées ou prévues portent sur :

- la fiabilisation de la chaîne de levage du pont polaire ;
- 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 par sprinkler sur les aires expérimentales du bâtiment réacteur ;
- le renforcement sismique du bâtiment réacteur et de ses équipements importants pour la protection afin de prendre en compte l'évolution des normes sismiques ainsi que le renforcement des bâtiments adjacents pour garantir leur stabilité ou du moins leur non-agression du bâtiment réacteur ;
- la mise en place d'un circuit de renoyage ultime complétant les dispositions de prévention du risque de vidange du bloc-pile en cas de brèche sur le circuit primaire de refroidissement du réacteur ;
- la mise en place du circuit d'eau de nappe (redondant) pour garantir que le combustible reste noyé et refroidi. Ce circuit peut être utilisé également pour la lutte contre l'incendie ;
- la mise en place du circuit de dégonflage sismique (redondant) permettant de maintenir le confinement réacteur en dépression avec filtration de l'extraction ;
- la mise en place de la coupure automatique de l'ensemble des alimentations électriques non sismiques sur seuil séisme pour éviter tout incendie post séisme d'origine électrique ;
- la création d'un nouveau poste de gestion de crise opérationnel en situation d'agression naturelle extrême.

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'écart ou du retour d'expérience ; elles s'appuient dans tous les cas sur une évaluation de leurs conséquences pour la sûreté.

Les évaluations complémentaires de sûreté

En France, les évaluations complémentaires de sûreté lancées après l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi 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 qui a fait l'objet d'une saisine de l'ASN le 23 mars 2011 par le Premier ministre et, 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 été menées en suivant le cahier des charges élaboré au niveau européen et ont été réalisées pour l'ensemble des installations nucléaires, c'est-à-dire y compris les installations de recherche, les installations du cycle du combustible ainsi que pour les installations en cours de construction (EPR, RJH et ITER).

Les évaluations complémentaires de sûreté consistent en une réévaluation ciblée des marges de sûreté des installations nucléaires à la lumière des événements qui ont eu lieu à Fukushima, à savoir des phénomènes naturels extrêmes (séisme, inondation et leur cumul) mettant à l'épreuve les fonctions de sûreté des installations et conduisant à un accident grave. Elles portent d'abord sur les effets de ces phénomènes naturels ; elles s'intéressent ensuite au cas d'une perte d'un ou plusieurs des systèmes importants pour la sûreté mis en cause à Fukushima (alimentations électriques et systèmes de refroidissement), quelle que soit la probabilité ou la cause de la perte de ces fonctions ; enfin elles traitent de l'organisation et de la gestion des accidents graves pouvant résulter de ces événements.

Ces évaluations ont pour objectif d'évaluer la robustesse des installations au-delà de leur dimensionnement, en identifiant d'une part les situations qui conduiraient à une brusque dégradation de l'accident (« effet falaise »), d'autre part les mesures permettant d'éviter ces situations.

Focus 18 : Améliorations de sûreté sur les réacteurs électronucléaires à la suite des évaluations complémentaires de sûreté

Dans le cadre des évaluations complémentaires de sûreté réalisées à la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, EDF a intégré des modifications sur l'ensemble de ses réacteurs en exploitation contribuant à l'amélioration :

- de la protection contre les agressions internes ou externes, notamment le renforcement de la protection contre les inondations ;
- des moyens d'alimentation électrique : mise en place d'alimentations électriques supplémentaires (groupes électrogènes de secours à moteur diesel), augmentation de l'autonomie des batteries utilisées en cas de perte totale des alimentations électriques ;
- des moyens de prévention des accidents avec fusion du cœur : par exemple, installation de joints à haute température sur les pompes primaires pour résister à une perte de refroidissement pendant une période prolongée, moyens d'appoint d'eau borée au circuit primaire dans les états où la cuve est ouverte, installation de raccords de tuyauterie normalisés pour les équipements mobiles (notamment pour la FARN) ;
- des moyens de prévention du découvrage des assemblages de combustible en piscine : par exemple, dispositions visant à prévenir la vidange rapide accidentelle des piscines d'entreposage du combustible, renforcement de l'instrumentation de la piscine d'entreposage du combustible ;
- de la gestion des accidents avec fusion du cœur : par exemple, mise en place d'une instrumentation redondante pour détecter la percée de la cuve, mise en place d'une instrumentation redondante détectant la présence d'hydrogène dans l'enceinte de confinement ;
- de la gestion de crise : renforcement des locaux de gestion de crise au séisme et aux inondations, renforcement de la préparation des équipes à l'inattendu, moyens pour faire face à l'isolement du site en cas d'inondation, stockage des moyens mobiles, renforcement des moyens de communication, organisation de crise pour la gestion d'accidents affectant plusieurs réacteurs d'un même site et coordination si besoin avec les opérateurs industriels voisins ;

- des moyens d'intervention sur les sites par la mise en œuvre de la force d'action rapide nucléaire (FARN) : capacité d'intervention simultanée sur tous les réacteurs d'un site accidenté en moins de 24 heures. La FARN assure l'approvisionnement en eau, en air comprimé et en électricité avec ses propres équipements mobiles. La FARN est décrite plus précisément au § 16.1.3.2 et dans le Focus 30 du même paragraphe.

Par ailleurs, des modifications supplémentaires ayant pour objectif d'éviter des rejets importants et des conséquences durables dans l'environnement ont été définies et sont mises en œuvre dans les centrales nucléaires françaises dans le cadre des réexamens de sûreté qui visent les objectifs de sûreté applicables aux réacteurs de nouvelle génération (voir § 6.3).

EDF a aussi défini des modifications pour le réacteur EPR qui sont présentées au Chapitre 18.

Focus 19 : Améliorations de sûreté sur le réacteur RHF de l'ILL à la suite des évaluations complémentaires de sûreté

Dans le cadre des évaluations complémentaires de sûreté réalisées à la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, l'ILL a conçu, installé et mis en service un « noyau dur » sur deux files redondantes qui permet en cas d'agression naturelle extrême :

- de prévenir le risque de vidange du bloc-pile en cas de brèche sur le circuit primaire de refroidissement du réacteur par la mise en place d'un circuit de renoyage ultime permettant la réalimentation du bloc-pile par l'eau de la piscine réacteur ;
- de prévenir le risque de perte de l'inventaire en eau dans les canaux, la piscine et le bloc pile par la mise en place d'un circuit d'eau de nappe alimentant la piscine réacteur depuis les eaux souterraines ;
- de maintenir le bâtiment en dépression, de confiner des matières radioactives dans des filtres et pièges, et de maîtriser les rejets accidentels par la mise en place d'un circuit de dégonflage sismique en cas d'accident ou d'agression externe ;
- de prévenir un risque d'incendie consécutif à un séisme par la coupure de toutes les alimentations électriques hors « noyau dur » ;
- de disposer d'un poste de commandement de crise robuste aux agressions naturelles extrêmes et aux accidents pouvant survenir dans l'environnement industriel du site.

14.1.3. Le contrôle de l'ASN

14.1.3.1. Avant 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 décret¹⁶ 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 (voir Focus 20 au § 14.1.2.2 et Focus 34 au § 19.1.2).

EDF a adressé sa demande d'autorisation de mise en service en 2015, accompagnée du rapport de sûreté, des règles générales d'exploitation, du plan d'urgence interne, du plan de démantèlement, de la mise à jour de l'étude d'impact et de l'étude de maîtrise des risques. Depuis, le dossier de demande d'autorisation de mise en service a fait l'objet de plusieurs mises à jour de la part d'EDF.

L'ASN instruit, avec l'appui de l'IRSN, la demande d'autorisation de mise en service du réacteur (correspondant au premier chargement du combustible dans le réacteur). En particulier, l'ASN a recueilli l'avis de ses groupes permanents d'experts sur différentes thématiques, notamment :

- le classement de sûreté ;
- les études d'accidents ;
- la conception des systèmes de sûreté ;
- l'entreposage et la manutention du combustible ;
- la protection contre les effets des agressions internes et externes ;
- les études probabilistes de sûreté ;
- les accidents graves et leurs conséquences radiologiques.

L'adéquation entre les moyens de conduite du réacteur et l'organisation de l'équipe de conduite a également fait l'objet d'une instruction qui a permis d'examiner la conception de l'interface homme-machine et la faisabilité des actions dont l'équipe de conduite est chargée.

L'ASN instruit par ailleurs les autres pièces réglementaires transmises par EDF avec la demande d'autorisation de mise en service. Le détail de cet examen ainsi que le contrôle de la construction du réacteur EPR de Flamanville figurent au chapitre 19.

L'ASN évalue également la conformité aux exigences réglementaires des ESPN les plus importants pour la sûreté, dits « de niveau N1 », qui correspondent principalement à la cuve, aux générateurs de vapeur, au pressuriseur, aux groupes motopompes primaires, à des tuyauteries, notamment celles des circuits primaire et secondaires principaux, ainsi qu'à des vannes et des soupapes de sûreté.

Le contrôle réalisé par l'ASN 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.

¹⁶ Ce décret a été modifié en 2017 et en 2020 pour prolonger le délai alloué à la mise en service du réacteur.

Focus 20 : Réception du combustible nucléaire sur le site du réacteur EPR de Flamanville

L'ASN a instruit la demande d'autorisation de mise en service partielle, qui permet l'arrivée et l'entreposage du combustible neuf et de grappes sources dans la piscine.

La réception et l'entreposage du combustible neuf présentent des risques de dispersion de substances radioactives en cas de chute d'un assemblage lors de sa manutention. A la suite de son instruction, l'ASN considère que les dispositions prises par EDF pour prévenir ce scénario accidentel et limiter ses conséquences sont appropriées.

L'ASN a réalisé une inspection sur le site de Flamanville les 18 et 19 août 2020 afin d'évaluer la préparation de l'exploitant pour les opérations de réception, de manutention et d'entreposage du combustible neuf. Les vérifications effectuées lors de cette inspection ont montré un état de l'installation et un niveau de préparation de l'exploitant adéquats pour l'arrivée de combustible sur site.

Le 8 octobre 2020, l'ASN a autorisé l'arrivée de combustible nucléaire sur le site du réacteur EPR de Flamanville. Depuis, EDF a réceptionné les assemblages de combustible et les a entreposés dans la piscine du bâtiment prévu à cette fin.



Cette autorisation constitue l'une des étapes préalables à la mise en service du réacteur EPR de Flamanville. La mise en service de l'installation, c'est-à-dire le chargement du combustible dans la cuve du réacteur, est soumise à l'autorisation de l'ASN.

Copyright : EDF/A. Soubigou

Réacteur RJH du CEA

Le CEA a déposé en mars 2006, auprès des ministres chargés de la sûreté nucléaire et de la radioprotection, 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 décret¹⁷ n° 2009-1219 du 12 octobre 2009.

¹⁷ Ce décret a été modifié en 2019 pour prolonger le délai alloué à la mise en service du réacteur.

Le CEA a adressé en décembre 2021 à l'ASN le rapport de sûreté de l'installation avant la demande d'autorisation de mise en service. L'ASN a défini une feuille de route d'instruction : les instructions associées seront réalisées avec l'appui de l'IRSN et des groupes permanents d'experts.

14.1.3.2. En exploitation

Dans le cadre du réexamen périodique de sûreté, l'ASN prend dans un premier temps position sur les objectifs de sûreté proposés par l'exploitant. Elle instruit ensuite les conclusions de l'examen de conformité et les études associées à la réévaluation de sûreté réalisées par l'exploitant, en la complétant, le cas échéant, par des inspections. L'ASN s'appuie sur l'IRSN et les groupes permanents d'experts pour cette instruction. A l'issue de cette instruction, l'ASN peut imposer des prescriptions techniques concernant notamment la mise en œuvre des dispositions proposées par l'exploitant ou des dispositions complémentaires.

Dans le cadre du 4^e réexamen périodique de sûreté des réacteurs nucléaires de 900 MWe (voir focus 21), l'ASN a pris position sur les objectifs de ce réexamen périodique, c'est-à-dire le niveau de sûreté à atteindre pour la poursuite de fonctionnement de ces réacteurs : les objectifs de sûreté à retenir pour ce réexamen ont été définis au regard des objectifs applicables aux réacteurs de nouvelle génération. Cette approche répond aux exigences de la directive 2014/87/Euratom du Conseil du 8 juillet 2014. Elle est conforme au principe n.2 de la Déclaration de Vienne sur la sûreté nucléaire (VDNS).

En 2020, l'ASN a finalisé, avec l'appui de l'IRSN, l'instruction des études génériques liées au 4^e réexamen. En particulier, l'ASN a recueilli en 2018 et 2019 l'avis du groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires ainsi que du groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires sur :

- les études d'accidents de la démonstration de sûreté ;
- la capacité des installations à résister aux agressions internes et externes ;
- les études probabilistes de sûreté ;
- la gestion des accidents avec fusion du cœur ;
- la maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence ;
- la résistance mécanique des cuves.

A l'issue de l'instruction de la phase générique du 4^e réexamen de sûreté périodique, l'ASN a pris position, au début de l'année 2021, sur les conditions de la poursuite de fonctionnement des réacteurs, 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 souligne également l'ampleur des modifications prévues par EDF, dont la mise en œuvre constituera apportera 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 et ainsi rapprocher le niveau de sûreté des réacteurs de 900 MWe de celui des réacteurs les plus récents (troisième génération).

À l'issue de cette phase générique, EDF réalisera, de 2020 à 2031, la phase spécifique du quatrième réexamen périodique de chacun des réacteurs de 900 MWe. Les dispositions proposées par EDF donneront alors lieu à une enquête publique. L'ASN soumettra ensuite à la consultation du public les projets de prescriptions qu'elle jugera nécessaires pour la poursuite du fonctionnement de chacun des réacteurs.

Focus 21 : Décision de l'ASN relative à la poursuite de fonctionnement des réacteurs de 900 MWe

A la suite de son instruction du 4^e réexamen périodique de sûreté des réacteurs nucléaires de 900 MWe, l'ASN considère que les dispositions prévues par EDF, complétées par les réponses aux prescriptions formulées par l'ASN, permettront d'atteindre les objectifs du réexamen et de rapprocher le niveau de sûreté des réacteurs de 900 MWe de celui des réacteurs les plus récents (troisième génération), notamment :

- en améliorant la prise en compte des « agressions » (séisme, inondation, explosion, incendie...). Les réacteurs pourront également faire face à des agressions plus sévères que celles retenues jusqu'à présent ;
- en réduisant le risque d'accident avec fusion du cœur et en limitant les conséquences de ce type d'accident. Ces dispositions permettront ainsi de réduire, de façon notable, les rejets dans l'environnement au cours de ce type d'accident ;
- en limitant les conséquences radiologiques des accidents étudiés dans le rapport de sûreté. 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 de la piscine d'entreposage du combustible.

Dans sa décision, l'ASN demande par ailleurs à EDF de rendre compte annuellement des actions mises en œuvre pour respecter les prescriptions et leurs échéances. L'ASN demande également à EDF de rendre compte annuellement de sa capacité industrielle et de celle des intervenants extérieurs à réaliser dans les délais les modifications des installations. L'ASN demande que ces éléments soient rendus publics.

Modifications notables des installations

L'ASN 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.

Evaluations complémentaires de sûreté

L'ASN a instruit les évaluations complémentaires de sûreté réalisées par les exploitants avec son appui technique, l'IRSN et a recueilli l'avis du groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires. En complément, l'ASN a mené une campagne d'inspections ciblées sur des thèmes en lien avec l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi. Ces inspections ont visé à contrôler sur le terrain la conformité des matériels et de l'organisation de l'exploitant au regard du référentiel de sûreté existant.

Par ailleurs, au niveau européen, les résultats de ces évaluations complémentaires de sûreté ont été examinés au cours d'une revue par les pairs menée sous la supervision du Groupe des régulateurs européens de la sûreté nucléaire (ENSREG¹⁸) en avril 2012.

À l'issue de cette revue, l'ASN a pris des décisions fixant des prescriptions. Ces décisions visent les installations examinées en 2011, dont les 59 réacteurs nucléaires d'EDF (incluant l'EPR de Flamanville 3), les trois réacteurs de recherche du CEA les plus prioritaires (Osiris, Masurca, RJH) et le réacteur à haut flux de l'Institut Laue Langevin. Les mesures définies, spécifiques aux enjeux de chaque installation, conduisent à un renforcement significatif de la robustesse des installations au-delà de leur dimensionnement. Les prescriptions applicables aux centrales nucléaires ont été intégrées dans le plan d'action national fin 2012 émis dans le cadre de l'ENSREG, qui a fait l'objet de mises à jour jusqu'à sa clôture en 2020.

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'Autorité de sûreté nucléaire 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 de délais associés à la correction de ces écarts, en explicitant la doctrine de l'ASN relative à 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).

¹⁸ Créé en mars 2007, l'ENSREG réunit les responsables des autorités de sûreté des Etats Membres de l'Union Européenne, ainsi que des représentants de la Commission européenne.

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 de sûreté

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.

Réacteurs nucléaires

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.

Focus 22 : Détection et traitement des écarts afin d'assurer la conformité des réacteurs électronucléaires

Des actions concrètes sont mises en œuvre pour traiter les écarts et assurer ainsi la conformité à la conception des réacteurs du parc EDF. Elles sont complétées par d'autres programmes de contrôles pour vérifier et maintenir la conformité des installations. Certains traitements d'écarts sont détaillés ci-dessous :

- EDF a procédé fin 2017 au renforcement des ouvrages de protection contre l'inondation du CNPE de Tricastin afin d'en garantir la tenue face à un Séisme Majoré de Sécurité (SMS). La tenue au séisme maximal historiquement vraisemblable (SMHV) était garantie (voir Focus 1 au § 6.2) ;
- en juin 2017, EDF a détecté sur le CNPE de Belleville des sous-épaisseurs sur le circuit d'alimentation en eau incendie de la station de pompage. Une rupture des tuyauteries concernées aurait pu conduire à l'inondation de la station de pompage et compromettre la disponibilité de la source froide du réacteur. De ce fait, EDF a mené entre 2017 et 2019 des contrôles en station de pompage sur l'ensemble des réacteurs et a réalisé les réparations et remplacements nécessaires sur les réacteurs du parc concernés (voir Focus 4 au § 6.2) ;
- entre 2017 et 2022, EDF a mené une campagne de contrôle visant à garantir la tenue au Séisme Majoré de Sécurité (SMS) de ses sources électriques. Ces contrôles ont été réalisés sur de nombreux équipements et consistent à vérifier le bon état des tuyauteries et supportages, des manchons compensateurs, des clapets de ventilation, le freinage de la boulonnerie des diesels et le bon embrochage de cosses électriques. Les remises en état ou renforcements nécessaires ont été réalisés (voir Focus 2 au § 6.2).

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 inopinées ou aux contrôles contradictoires.

Focus 23 : Nouvelles dispositions pour prévenir les fraudes

Afin de prévenir les risques de fraudes, EDF a adapté ses pratiques de surveillance, notamment en ayant un recours accru aux inspections inopinées ou aux contrôles contradictoires. Ainsi, depuis la découverte d'irrégularités à l'usine Creusot Forge, EDF a réorienté son inspection des fabrications dans les usines des fournisseurs ou pour des réparations/modifications effectuées sur site de la façon suivante :

- en phase appel d'offre, possibilité d'évaluer le schéma industriel proposé par les soumissionnaires et de recommander l'interdiction ou l'utilisation avec des réserves de certains fournisseurs ;
- révision des spécifications contractuelles, notamment SGAQ AIP (Spécifications Générales d'Assurance Qualité pour les Activités Importantes pour la protection des Intérêts) afin d'intégrer des prescriptions particulières vis-à-vis de la prise en compte des risques CFSI ;
- mise en place d'inspections inopinées ;
- mise en place d'une surveillance contradictoire (par exemple, contrôles ultrasons contradictoires, mesure de composition chimique, essais inter-laboratoires pour les essais de traction, relecture des films radiographiques) ;

- comparaison avec les procès-verbaux originaux émis par les organismes ;
- visites préventives chez certains fournisseurs, avec réalisation de contrôles contradictoires sans qu'il y ait eu des cas de CFSI avérés.

Par ailleurs, sous l'impulsion donnée par le GIFEN (Groupe des Industriels Français de l'Energie Nucléaire), de nombreux fournisseurs se sont lancés dans la démarche de certification à la norme ISO 19443, qui permet d'apporter structurellement des garanties supplémentaires dans la prise en compte du risque CFSI.

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**.

EDF déploie, à l'occasion des réexamens périodiques, d'importants moyens de vérification de la conformité des installations, avec pour objectif de garantir, à l'occasion des réexamens, la conformité des réacteurs au référentiel des exigences applicables, 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.

14.2.2.2. *Maîtrise du vieillissement*

EDF

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 24 : Dispositions spécifiques au 4^e réexamen des réacteurs de 900 MWe en matière de conformité et de maîtrise du vieillissement

Dans le cadre du 4^e réexamen, EDF a réalisé un travail poussé de vérification de la conformité de certains équipements ou systèmes, reposant sur un socle étendu de contrôles ECOT auquel un complément sous la forme de visites terrain a été apporté. Ces contrôles ont porté sur une quinzaine de thèmes comme les systèmes participant au confinement (en particulier liés au génie civil), les groupes électrogènes de secours à moteur diesel et les systèmes utilisés pour la recirculation de l'eau présente au fond des puisards du bâtiment du réacteur, nécessaires dans certaines situations accidentelles. Par ailleurs, EDF a réalisé des revues de conception pour les systèmes importants pour la sûreté dont les études de conception n'ont pas été réexaminées depuis la mise en service des installations, dont le retour d'expérience d'exploitation est défavorable ou dont la défaillance augmenterait notablement le risque de fusion du cœur en situation accidentelle. Ces contrôles (ECOT et visite terrain) sont réalisés sur chaque réacteur de 900 MWe.

EDF a aussi mis en œuvre un important programme de travail relatif au vieillissement des matériels dans le cadre de la poursuite du fonctionnement des installations après 40 ans. Pour ce faire, le programme industriel d'EDF consiste à :

- démontrer l'aptitude des matériels non remplaçables à assurer leur fonction après 40 ans (cuve du réacteur et enceinte de confinement) ;
- démontrer l'aptitude des matériels remplaçables à assurer leur fonction après 40 ans, ou procéder soit à leur remplacement, soit à leur rénovation. En particulier, EDF a défini une stratégie afin d'étendre la durée de validité de la qualification initiale aux conditions accidentelles (séisme inclus) des équipements électriques et mécaniques. Elle consiste à vérifier qu'un équipement qualifié pour une durée initiale et exploité durant cette durée demeure apte à assurer ses fonctions pour une durée additionnelle dans l'ensemble de ses conditions d'exploitation. Si cette vérification n'est pas acquise, l'équipement est remplacé.

Réacteurs de recherche

Le CEA déploie des programmes de surveillance continue au travers des contrôles et essais périodiques (CEP) et 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 sont inscrites dans les règles générales d'exploitation. Ces règles fixent la nature, la fréquence et les critères permettant de statuer sur le caractère satisfaisant des contrôles. Ces règles sont régulièrement révisées pour tenir compte des évolutions de l'installation et du retour d'expérience.

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, des toitures des bâtiments annexes). Des investigations ont également été effectuées sur certains ancrages des cuves d'eau du cœur présentant des traces de corrosion afin de mettre en exergue d'éventuels défauts de structure.

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 du poste Haute Tension-Basse Tension.

L'ILL a élaboré 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). La thématique de l'obsolescence est traitée dans les plans de maintenance.

Ce plan de gestion du vieillissement a 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 sera étendu au pont polaire et au portique de manutention des hottes, avec la mise en œuvre, avant fin 2023, d'un suivi de tendance adapté aux mécanismes de dégradation redoutés. Ce plan sera aussi 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'ASN

L'ASN s'assure que les essais périodiques des matériels importants pour la sûreté sont pertinents. Elle effectue ce contrôle lors de l'instruction de la demande d'autorisation de mise en service du réacteur (examen des RGE), 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.

L'ASN examine les modalités et délais de remise en conformité proposés par l'exploitant à la suite de détections d'écart.

La conformité des installations est régulièrement contrôlée par l'ASN au travers des nombreuses inspections qu'elle diligente sur les sites.

Dans le cadre du réexamen périodique, l'ASN 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 des installations.

Par ailleurs, pour ce qui concerne le vieillissement, ce sujet a fait l'objet de la première revue thématique (Topical Peer Review) prévue par la directive 2014/87/Euratom (voir Focus 25 ci-dessous).

Focus 25 : Revue de la maîtrise du vieillissement des réacteurs au niveau européen par les autorités de sûreté

La maîtrise du vieillissement des réacteurs de puissance et les réacteurs de recherche avec une puissance supérieure à 1 MWth a fait l'objet d'une revue thématique. Ses objectifs étaient de :

- permettre aux États participants d'examiner leurs dispositions en matière de maîtrise du vieillissement, afin d'identifier les bonnes pratiques et les voies d'amélioration possibles ;
- permettre aux États participants de partager à un niveau européen leurs expériences et d'identifier des problèmes communs auxquels ils seraient confrontés ;
- fournir aux États participants un cadre ouvert et transparent pour développer des mesures de d'amélioration au regard des conclusions de la revue.

Dans le cadre de cette revue, un rapport a été établi en 2017 par l'ASN, avec des contributions d'EDF, du CEA et de l'ILL, dont les conclusions sont :

- la démarche de maîtrise du vieillissement des réacteurs nucléaires d'EDF est appropriée, en particulier au regard des exigences des standards internationaux et est accompagnée d'un programme de recherche et de développement important ;
- les programmes de maîtrise du vieillissement des réacteurs de recherche doivent être mieux formalisés.

A la suite de la revue par les pairs et de ses conclusions, des actions d'amélioration ont été définies en France sur :

- la prise en compte des phénomènes de vieillissement spécifiques aux phases de construction longue ou d'arrêts prolongés de réacteur dans les programmes de maîtrise du vieillissement ;
- la réalisation d'inspections « d'opportunité » des tuyauteries enterrées lorsque celles-ci deviennent, de fait de travaux, accessibles ;
- le développement de programmes de maîtrise du vieillissement pour les réacteurs de recherche.

Ces actions d'amélioration 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.

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 compétence, 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 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 ;
- à l'organisation fonctionnelle de la radioprotection dans l'établissement.

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 cm², quelle que soit la surface exposée ;
 - 20 mSv pour le cristallin : cette nouvelle valeur limite (auparavant 150 mSv) ne sera applicable qu'au 1^{er} juillet 2023. Des dispositions transitoires prévoient une valeur limite cumulée de 100 mSv sur la période allant du 1^{er} juillet 2018 au 30 juin 2023, pour autant que la dose reçue au cours d'une année ne dépasse pas 50 mSv.

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 dont la gestion est confiée à l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (R. 4451-66).

Le code du travail dispose que « l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire établit un bilan annuel des résultats des mesures de l'exposition des travailleurs comprenant les niveaux d'exposition aux rayonnements ionisants, compte tenu notamment des activités professionnelles et de la nature des expositions ainsi qu'une analyse de ces données. » (R. 4451-129).

Le code du travail dispose que « le travailleur a accès à tous les résultats issus de la surveillance dosimétrique individuelle dont il fait l'objet ainsi qu'à la dose efficace le concernant. Il en demande communication au médecin du travail ou à l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire ». (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 dangers des rayonnements ionisants provenant des activités nucléaires. Elles concernent :

- les limites de dose pour le public ;
- les limites de rejet ;
- la surveillance radiologique dans l'environnement.

15.1.2.1. Les limites de dose pour le public

La limite de dose efficace annuelle reçue par une personne du public du fait des activités nucléaires est fixée à 1 mSv ; les limites de doses 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 cm² de peau) (article R1333-11 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 définies par l'arrêté du 1^{er} septembre 2003.

15.1.2.2. Les limites de rejet dans l'environnement

Le code de l'environnement donne compétence à l'ASN pour définir les prescriptions relatives aux rejets d'effluents des INB.

L'arrêté INB impose différentes dispositions générales, notamment la limitation, dès la conception des rejets et le recours aux meilleures techniques disponibles.

L'ASN a fixé dans sa décision « rejets » les prescriptions relatives à la maîtrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement applicables à l'ensemble des installations nucléaires de base françaises. En complément, l'ASN a défini dans sa décision « modalités » les modalités de prélèvement et de consommation d'eau, de rejets d'effluents et de surveillance de l'environnement applicable spécifiquement aux réacteurs nucléaires. Cette décision permet de réunir des prescriptions génériques dans un même texte et constitue un socle réglementaire minimal que l'ASN élargit dans chaque décision individuelle, dès lors que des prescriptions complémentaires en matière de gestion des prélèvements et des rejets s'avèrent nécessaires au vu des spécificités du site et de son environnement. Ces décisions individuelles encadrant les rejets prévoient par ailleurs les contrôles minimaux que l'exploitant doit mettre en œuvre qui concernent notamment les effluents et la surveillance dans l'environnement.

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) 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'ASN (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. La gestion de ce réseau est assurée par l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire.

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'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire et fassent l'objet d'un rapport public publié sur le site internet de l'Institut (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 (<https://siseri.irsnn.fr>) géré par l'IRSN 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 cas de dépassement de l'une des valeurs limites, le médecin du travail et l'employeur en sont immédiatement informés. Le médecin du travail en informe le salarié intéressé.

En application de l'article R. 4451-129, l'IRSN établit le bilan de la surveillance des travailleurs exposés aux rayonnements ionisants. Le bilan 2020 est présenté dans le Focus 26 ci-dessous.

Focus 26 : Bilan des expositions professionnelles aux rayonnements ionisants en France en 2020

Le bilan de la surveillance des expositions professionnelles aux rayonnements ionisants concerne les travailleurs dans les activités civiles ou militaires (domaines médical et vétérinaire, nucléaire, industriel et de la recherche) et les travailleurs exposés à la radioactivité naturelle. Pour chaque domaine d'activité, le bilan est élaboré à partir des données de la surveillance individuelle de l'exposition externe des travailleurs enregistrées dans le système SISERI (387 452 travailleurs, dont 22 838 travailleurs exposés à la radioactivité naturelle, essentiellement des personnels navigants de l'aviation civile ou militaire soumis au rayonnement cosmique).

BILAN 2020 DE L'EXPOSITION PROFESSIONNELLE AUX RAYONNEMENTS IONISANTS EN FRANCE

1 NOMBRE DE TRAVAILLEURS SUIVIS

Le bilan de la surveillance des expositions professionnelles aux rayonnements ionisants concerne les travailleurs dans les activités civiles ou militaires (domaines médical et vétérinaire, nucléaire, industriel et de la recherche) et les travailleurs exposés à la radioactivité naturelle.



387 452
TRAVAILLEURS SUIVIS
PENDANT L'ANNÉE 2020

Cet effectif de 387 452 travailleurs inclut les 22 838 travailleurs exposés à la radioactivité naturelle, essentiellement des personnels navigants de l'aviation civile ou militaire soumis au rayonnement cosmique.

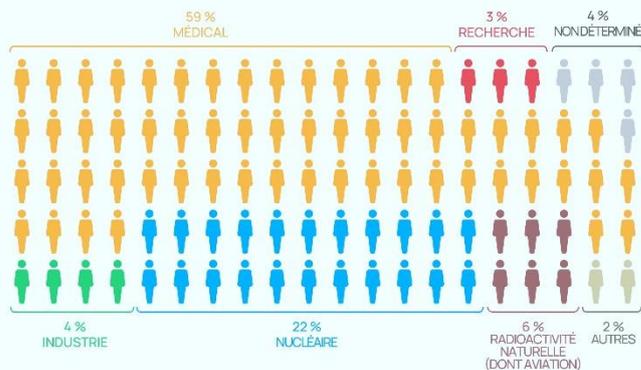


-1,9%
DIMINUTION DES EFFECTIFS
SUIVIS EN UN AN

En 2020, l'effectif est en baisse de 1,9 % par rapport à 2019 à l'inverse de ce qui a été observé ces dernières années. Cette diminution concerne principalement les effectifs de l'industrie nucléaire (-1 988 travailleurs, soit -2 %), les personnels navigants (-2 480 travailleurs, soit -10 %) et ceux de la recherche et de l'enseignement (-1 129 travailleurs, soit -9 %). Les effectifs dans le domaine médical et vétérinaire et dans l'industrie non nucléaire sont stables voire en légère hausse.

Pour chaque domaine d'activité, le bilan est élaboré à partir des données de la surveillance individuelle de l'exposition externe des travailleurs enregistrées dans le système SISERI.

RÉPARTITION DES EFFECTIFS PAR DOMAINE D'ACTIVITÉ



2 BILAN DES EXPOSITIONS EXTERNES

L'ensemble de l'effectif suivi est surveillé par une dosimétrie externe qui consiste à mesurer (ou calculer dans le cas des personnels navigants) les doses reçues suite à une exposition externe à un champ de rayonnements ionisants (rayons X, gamma, bêta, neutrons...).



76,1%
DES TRAVAILLEURS SURVEILLÉS
N'ONT REÇU AUCUNE DOSE

Sur l'ensemble de l'effectif suivi, le bilan de l'exposition 2020 montre que la grande majorité des travailleurs (76,1 % des travailleurs surveillés) est non exposée ou à des doses inférieures au seuil d'enregistrement.



6*
TRAVAILLEURS ONT DÉPASSÉ LA
LIMITE ANNUELLE
RÉGLEMENTAIRE DE 20 mSv

Tous domaines confondus, la dose individuelle moyenne sur l'effectif exposé est de 0,78 mSv en 2020 (calculée sur un effectif de 92 373 travailleurs) contre 1,20 mSv en 2019.

Cette diminution est à mettre en lien avec la situation due à la COVID-19.

* dont 5 retenus par défaut, en l'absence d'un retour du médecin du travail sur les conclusions de l'enquête

ANALYSE PAR DOMAINE D'ACTIVITÉ

Comme les années précédentes, il existe des disparités fortes entre les différents domaines d'activité. Les travailleurs de l'industrie nucléaire présentent cette année les doses individuelles moyennes les plus élevées, suivis par les personnels navigants de l'aviation, exposés au rayonnement cosmique, suivis par les travailleurs de l'industrie non nucléaire. Dans le domaine médical et vétérinaire et dans celui de la recherche, la dose individuelle moyenne est plus faible.

DOSE INDIVIDUELLE MOYENNE PAR DOMAINE D'ACTIVITÉ (mSv)



Copyright :IRSN

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 études réalisées n'ont pas permis de conclure sur l'intérêt d'une injection de zinc en continu, en dehors des cycles postérieurs au remplacement de générateurs de vapeur. Les actions poursuivies sur la réduction du terme source portent aujourd'hui en priorité sur le traitement de certains radionucléides, comme le $^{110}\text{Ag}^m$;

Par ailleurs, depuis 2004, des assainissements des circuits de réfrigération à l'arrêt (RRA) et de contrôle chimique et volumétrique (RCV) sont réalisés sur les réacteurs où la réduction du terme source est prioritaire. Sur la période 2016 – 2021, 16 interventions ont été réalisées sur le parc. Un programme pluriannuel 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 ces 15 dernières années montre un gain dosimétrique qui confirme l'intérêt et l'efficacité de ces assainissements afin de réduire la dosimétrie des travailleurs. Sur la période 2019-2021, le gain global est de 1 171 H.mSv.

- **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.

Après une phase expérimentale et de validation d'un prototype industriel, la période 2016 – 2018 a permis de terminer l'équipement de tous les sites d'un poste de supervision centralisée (suivi vidéo de chantiers, télétransmission de mesures radiologiques et de données dosimétriques, télésurveillance d'équipements importants pour la protection de travailleurs, ...). La généralisation de cette évolution permet maintenant à chaque site de disposer d'un outil d'aide au suivi et à la maîtrise des conditions d'intervention.

Dans le cadre des études et programmes de développement de matériels de radioprotection poursuivies par EDF avec les fabricants, deux nouveaux équipements ont par ailleurs été développés pour être déployés progressivement. Deux « Gamma Camera » ont ainsi été expérimentées pour améliorer la caractérisation du terme source, optimiser les actions de traitement et la dosimétrie. Une nouvelle sonde de mesure « bêta haute performance » a également été qualifiée afin d'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.

Les métiers les plus exposés font l'objet d'un suivi particulier qui porte ses fruits, puisque les doses individuelles sont en diminution notable. Seuls un peu plus de 3% des intervenants dépassent le seuil de 6mSv, et la moyenne dosimétrique se maintient à une valeur inférieure à 1 mSv par intervenant (0,96 mSv en 2021). Ces résultats sont par ailleurs obtenus dans un contexte de travaux de maintenance et de modifications importants du parc nucléaire d'EDF, où les années 2019 et 2021 constituent les deux records historiques de volume d'heures travaillées en zone nucléaire, avec plus 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 sont ainsi constatées dans la durée. La dose collective par an et par réacteur est passée de 2,4 H.Sv en 1992 à une valeur comprise entre 0,6 et 0,7 H.Sv par réacteur depuis 2017. Concernant la dose individuelle, la dosimétrie des intervenants les plus exposés a été fortement réduite. Depuis 2015, aucun intervenant ne dépasse le seuil de 15 mSv sur une année. Sur le bilan annuel de la période 2019 - 2021, aucun intervenant n'a été exposé à une dose annuelle supérieure 14 mSv, 138 intervenants en moyenne ont eu une dose annuelle supérieure à 10 mSv (soit 0,26 % des intervenants).

Le réacteur de recherche 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 2015-2020 :

- sur cette période, la dose collective annuelle des salariés CEA affectés sur le réacteur de recherche CABRI a été en moyenne de 1,6 H.mSv ; celle des salariés des entreprises intervenantes sur le réacteur CABRI a été en moyenne de 0,74 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 compétence 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 Compétence 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 (2019, 2020 et 2021), aucun agent n'a reçu une dose annuelle supérieure à 1,8 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 66 H.mSv, soit une dose individuelle moyenne en deçà de 0,048 mSv.

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. EDF s'efforce 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 très sensible de l'activité des rejets d'effluents liquides (hors tritium et carbone 14), dont l'activité rejetée 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.

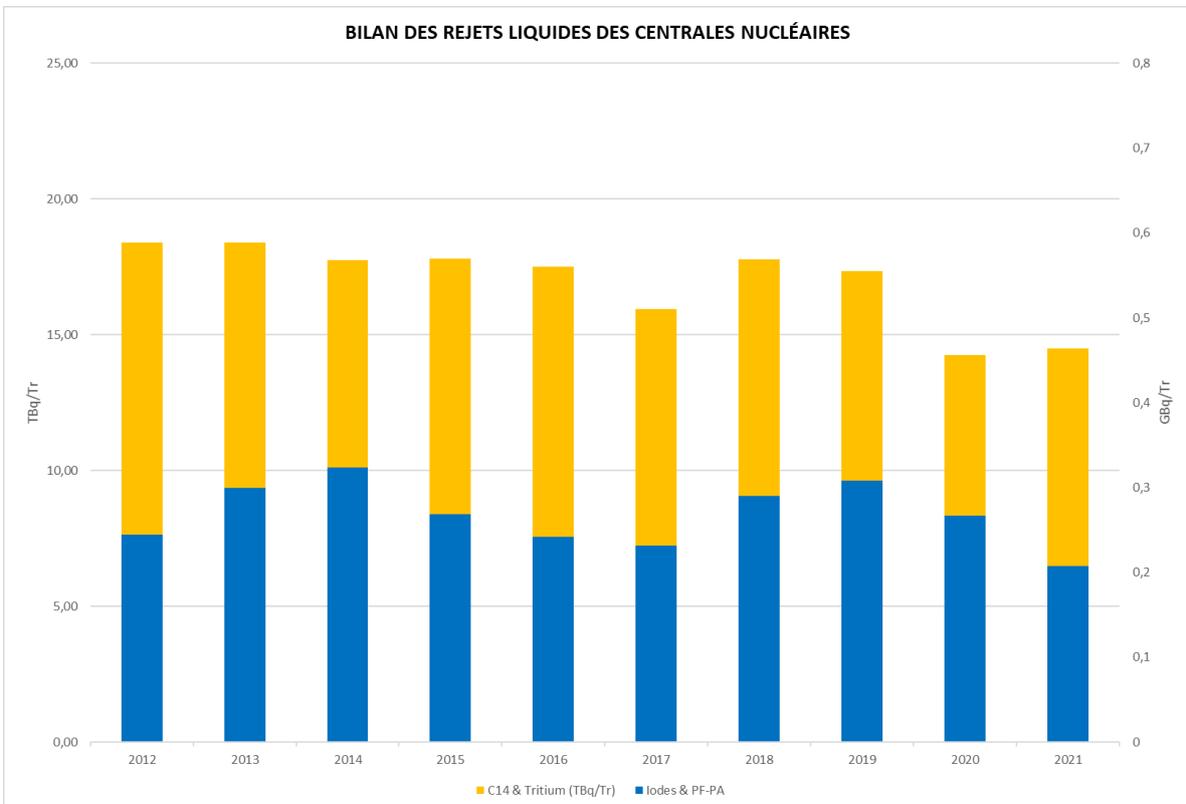
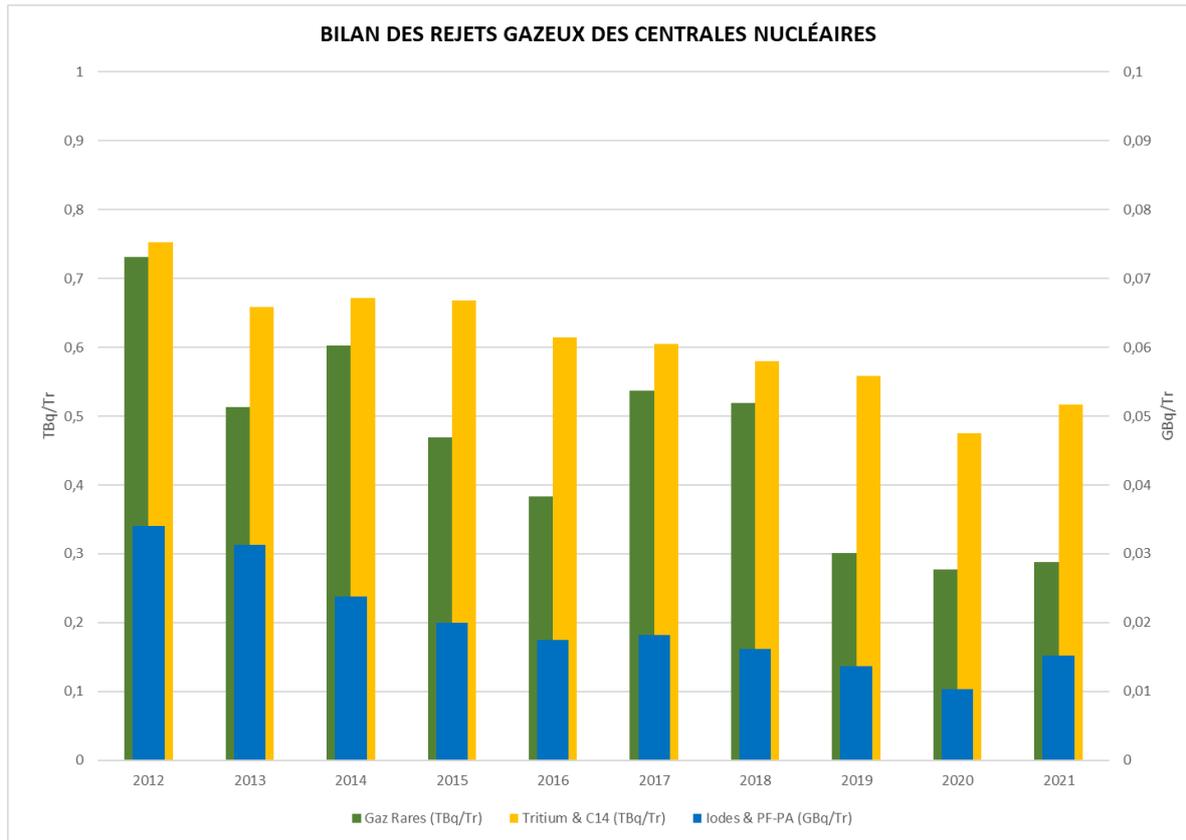


Figure 15-1 : Bilan des rejets des centrales nucléaires en TBq et GBq par tranche (2012-2021)

PF : autres produits de fission / PA : autres produits d'activation

Les valeurs des rejets annuels moyens par réacteur d'effluents radioactifs liquides et atmosphériques, tous paliers confondus en 2021 sont données dans le tableau suivant :

Rejets radioactifs	Rejets d'effluents radioactifs liquides (GBq par réacteur)	Rejets d'effluents radioactifs gazeux (GBq par réacteur)
Carbone 14	9,5	175
Iode	0,0050	0,014
Tritium	15000	342
Produits de fission – Produits d'activation	0,2	0,0014
Gaz rares	Sans objet	297

Tableau 15-3 : Rejets radioactifs liquides et gazeux annuels moyens par réacteur pour l'année 2021

L'impact dosimétrique attribuable aux rejets d'effluents radioactifs des sites est aujourd'hui principalement porté par le tritium et le carbone 14. De l'ordre du $\mu\text{Sv/an}$, cet impact dosimétrique est plus de 2 000 fois inférieur à la dose moyenne attribuable à la seule exposition à la radioactivité naturelle en France ($\approx 2\,900\ \mu\text{Sv/an}$ en moyenne). Cet impact est inférieur au seuil de $10\ \mu\text{Sv/an}$, seuil au-dessous duquel un éventuel risque « sanitaire » est considéré comme négligeable par les instances internationales (CIPR, AIEA).

Les réacteurs de recherche

CABRI

Les rejets liquides des réacteurs de recherche sont gérés dans des installations dédiées. L'installation qui reçoit les effluents d'un réacteur de recherche est déterminée en fonction de l'activité et de la nature de ces effluents. Les rejets gazeux des réacteurs sont rejetés par des émissaires directement depuis le réacteur de recherche. Les limites de rejets gazeux sont encadrées et ces rejets sont surveillés en permanence.

Les rejets gazeux et les rejets liquides du réacteur de recherche CABRI du CEA sont faibles. Les rejets gazeux sur la période 2010-2020 sont indiqués sur la figure 15-2.

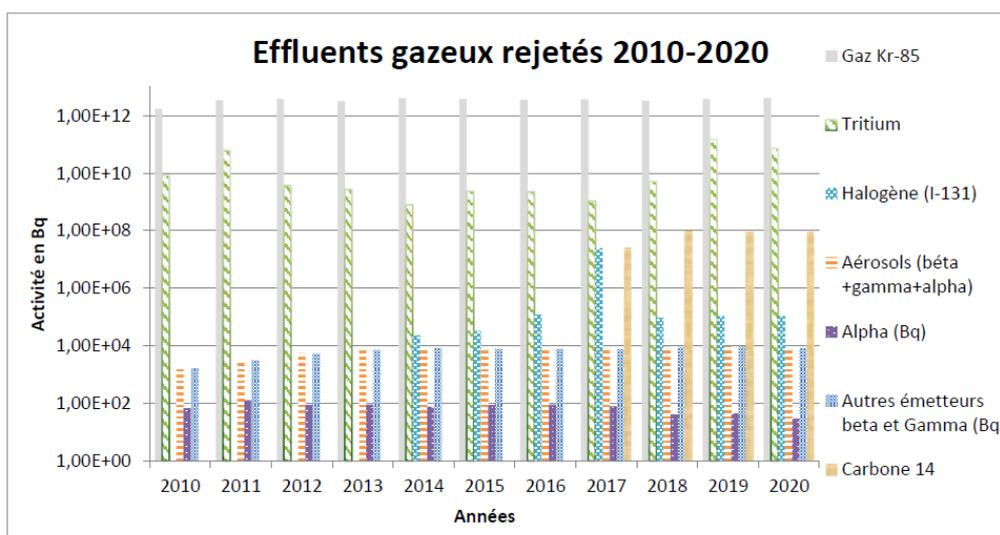


Figure 15-2 : Rejets gazeux pour Cabri en Bq

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.

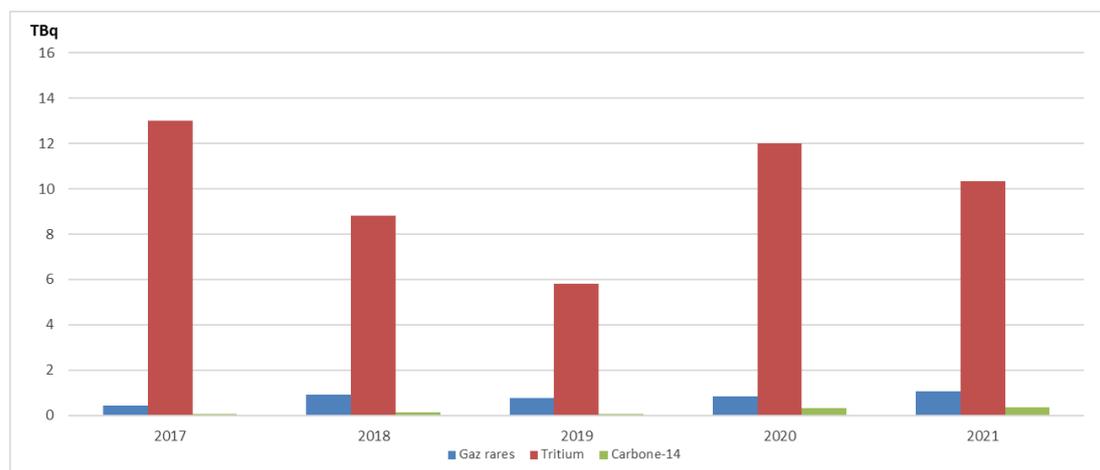


Figure 15-3 : Rejets gazeux à l'ILL en TBq

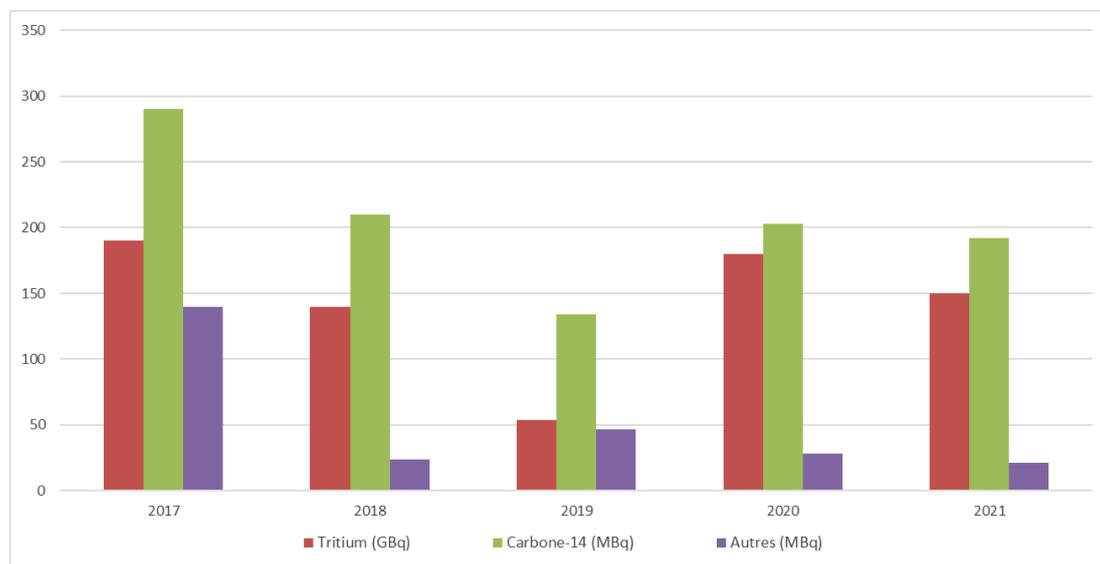


Figure 15-4 : Rejets liquides à l'ILL en GBq et MBq

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'IRSN exerce une mission légale de surveillance de la radioactivité de l'environnement sur l'ensemble du territoire national. En particulier, l'IRSN 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'IRSN :
 - 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.

L'analyse et l'interprétation par l'IRSN de l'ensemble des mesures environnementales sont présentées régulièrement dans un rapport de bilan qui est public (voir focus 27).

Focus 27 : Surveillance de l'environnement

En 2019 et 2021, ont été publiés respectivement les bilans des périodes 2015-2017 et 2018-2020 de l'état radiologique de l'environnement français, présentant l'analyse et l'interprétation par l'IRSN de l'ensemble des mesures environnementales faites dans le cadre du Réseau National de Mesures de la radioactivité de l'environnement (RNM).

Le dernier bilan montre, selon les sites, une stabilité globale des niveaux d'activités mesurés dans l'environnement des installations nucléaires par rapport aux bilans précédents, ou une diminution de ces niveaux corrélée à la diminution des rejets de certaines installations.

A partir des résultats de mesures effectuées dans les différents compartiments de l'environnement (air, eau, sols, lait, productions agricoles...), l'IRSN a procédé à une évaluation de l'exposition radiologique des populations au travers des différentes voies d'exposition possibles, montrant que les doses reçues par les populations riveraines des sites sont généralement très faibles, de l'ordre du microsievert par an. Le résultat de ces évaluations est par ailleurs cohérent avec les évaluations d'impact radiologique réalisées chaque année par les exploitants à partir des rejets réels des installations, en application des dispositions réglementaires.

Enfin, ce rapport présente, à partir des résultats de mesures, l'impact environnemental en France de divers événements survenus sur la période 2018 - 2020 (rejet accidentel de sélénium 75 par une installation belge en mai 2019, incendie de la lingerie de la Hague en février 2020, incendies de forêt sur les zones contaminées par l'accident de Tchernobyl au printemps 2020 et incendie dans un sous-marin nucléaire dans le port de Toulon en juin 2020). Bien que de très faibles traces de ces événements aient pu être ponctuellement mesurées sur les équipements de surveillance de la radioactivité de l'environnement opérés par l'IRSN sur le territoire français, aucune élévation anormale de la radioactivité ambiante n'a été mise en évidence lors de ces événements, qui n'ont eu aucun impact sanitaire pour la population.

Tous les résultats de mesure obtenus sont versés au Réseau National de Mesures de la radioactivité de l'environnement (RNM), accessible par internet (voir Focus 28 ci-dessous), qui a pour mission de contribuer à la surveillance des expositions de la population aux rayonnements ionisants et à l'information de la population.

Focus 28 : Site de référence des mesures de la radioactivité de l'environnement en France

La France a mis en œuvre un dispositif unique pour mettre à la disposition du public sur un site Internet dédié (www.mesure-radioactivite.fr) l'ensemble des résultats de mesures de radioactivité réalisées dans l'environnement par les différents acteurs (services de l'état, collectivités locales, organisations non gouvernementales, établissements publics et exploitants nucléaires) qui participent à la surveillance de la radioactivité de l'environnement.

Ce site rend accessible à tous, en toute transparence, les 300 000 mesures réalisées annuellement en France (qui totalisent en 2022 près de 3 millions de données) dans les différents milieux (l'air, l'eau, le sol, la faune et la flore) et dans les produits alimentaires. Initiative unique en Europe, le site Internet www.mesure-radioactivite.fr permet à chacun de mieux appréhender la surveillance de la radioactivité réalisée autour de son lieu de vie et d'avoir une vision globale du niveau de radioactivité du territoire dans les différents milieux de l'environnement et les denrées.

15.3. Le contrôle de l'ASN

15.3.1. Exposition des travailleurs

Dans le cadre de ses attributions, l'ASN 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'ASN 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, depuis 2011, l'ASN 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 de six à huit inspecteurs de l'ASN et deux à trois experts de l'IRSN 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. 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'ASN réalise des inspections afin de contrôler que les exploitants respectent bien les dispositions réglementaires en matière de maîtrise des rejets. L'ASN 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'ASN. Ce programme de contrôles croisés, défini par l'ASN, 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'ASN 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 exercices de mise en situation inopinée visant à évaluer l'organisation et les moyens de confinement des substances liquides dangereuses déversées sur le site.

L'ASN a mis à jour l'encadrement réglementaire des rejets de plusieurs réacteurs nucléaires sur la période 2016-2022. L'ASN a veillé à fixer les limites de rejets de ces sites en fonction des meilleures techniques disponibles et en prenant en compte le retour d'expérience du parc en exploitation.

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 du Premier ministre du 2 janvier 2012** relative à l'organisation gouvernementale pour la gestion des crises majeures, 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. Chaque préfet 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 »**, publié en février 2014 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'ASN, 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'ASN 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 des populations situées dans un rayon de 2 km autour de l'installation, et 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 prévisionnelles 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 démarches internationales, notamment l'approche dite « HERCA-WENRA », développées après l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima-Daiichi.

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. Toute commune soumise à un risque (naturel, industriel ou nucléaire) est tenue d'élaborer un PCS et de réaliser un exercice au minimum tous les 5 ans.

Focus 29 : Evolution du zonage post-accidentel proposée par un comité pluraliste

La phase dite « post-accidentelle » concerne le traitement dans le temps des conséquences d'une contamination durable de l'environnement par des substances radioactives après un accident nucléaire. Elle recouvre le traitement des diverses conséquences (économiques, sanitaires, sociales) et par nature complexes, qui devraient être traitées sur le court, le moyen, voire le long terme, en vue d'un retour à une situation jugée acceptable.

Le Comité directeur pour la gestion de la phase post-accidentelle (Codirpa)¹⁹ a proposé en 2019 au Gouvernement des évolutions dans la stratégie de gestion post-accidentelle des conséquences d'un accident nucléaire pour intégrer les enseignements de l'accident de Fukushima et des exercices de crise nationaux.

En 2020, les principes d'évolution de la doctrine post-accidentelle en France ont été validés par le Gouvernement. Ceux-ci seront déclinés dans le plan national de réponse à un accident nucléaire ou radiologique majeur ainsi que dans les plans particuliers d'intervention autour des installations lors de leurs futures mises à jour.

La principale évolution consiste en une simplification du zonage post-accidentel servant de base aux mesures de protection de la population :

- Pour protéger la population du risque d'exposition externe, un périmètre d'éloignement des populations (zone non habitable) est mis en place, sur la base d'une valeur de dose efficace annuelle de 20 mSv/an pour la première année. La consommation et la vente des denrées produites localement sont interdites dans cette zone ;
- Pour limiter l'exposition de la population au risque de contamination par ingestion ;
 - un périmètre de non-consommation des denrées fraîches produites localement est proposé au-delà du périmètre d'éloignement. Dans un premier temps, ce périmètre serait défini à partir du plus grand des périmètres de protection de la population (mise à l'abri, prise d'iode, etc.) établi lors de la phase d'urgence. Il serait ensuite affiné à partir des mesures de contamination environnementale et des modélisations disponibles. Au-delà de ce périmètre, un périmètre de recommandations alimentaires, où une alimentation d'origine variée est recommandée, peut être mis en place ;
 - concernant la commercialisation des denrées alimentaires produites localement, une approche territorialisée par filière de production agricole et d'élevage, s'appuyant sur les Niveaux maximaux admissibles de contamination radioactive définis au niveau européen pour le commerce des denrées alimentaires, est adoptée.

¹⁹ Le gouvernement français a chargé une structure pluraliste, le comité directeur pour la gestion de la phase accidentelle (CODIRPA), de proposer sous le pilotage de l'ASN une stratégie nationale de gestion des conséquences d'un accident nucléaire.

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'ASN, qui contrôle les actions de l'exploitant en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection. En situation d'urgence, il appartient à l'ASN de faire des recommandations au Gouvernement et au préfet, en intégrant l'analyse menée par l'IRSN. Cette analyse 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) et sur le pronostic (évaluation des développements possibles, et notamment des rejets radioactifs). Cet avis porte notamment sur les mesures à mettre en œuvre pour la protection sanitaire du public ;
- l'IRSN, qui mobilise également les experts de sa « cellule mobile environnement » afin d'assister les pouvoirs publics dans leur prise de décision. Ceci implique le déploiement de moyens sur le terrain mais aussi l'exploitation des réseaux de surveillance et de laboratoires. 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 fixes réalisent des expertises sur l'exposition des personnes (analyses radiotoxicologiques, anthroporadiométries, reconstitution dosimétrique), et analysent les échantillons prélevés dans l'environnement ;

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'ASN, 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 (le Gouvernement, l'ASN et les experts techniques) et des exploitants en situation d'urgence radiologique. Ces acteurs interviennent dans leurs champs de compétence 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) Préfet (COD)	-	Préfet (PCO) Sécurité civile	Préfet (COD)
	ASN (Centre d'urgence) et représentant en préfecture	IRSN (CTC) Météo France	IRSN (cellules mobiles)	ASN IRSN
Exploitants	Niveau national et/ou local	Niveau national et/ou local	Niveau local	Niveau national et/ou local

CIC : Cellule interministérielle de crise

PCO : Poste de commandement opérationnel

COD : Centre opérationnel départemental

CTC : Centre technique de crise

Tableau 16-1 : Positionnement des différents acteurs en situation d'urgence radiologique

16.1.3.1. L'organisation de l'ASN en situation d'urgence

Lors du déclenchement du PUI d'une INB, l'exploitant de cette INB active le système d'alerte de l'ASN. Ce système permet la mobilisation rapide des agents de l'ASN pour gérer les différents pôles du centre d'urgence et effectuer plusieurs missions au niveau local (appui au préfet, liaison sur site, etc.) ainsi que la mobilisation des experts du centre de crise de l'IRSN. 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'ASN a mis en place un numéro vert, accessible sur internet, et connu des responsables d'activités nucléaires.

L'ASN a mis en place, en janvier 2018, son dispositif d'astreinte 24h/24 et 7j/7. Il vise à renforcer la robustesse de l'organisation de l'ASN lui permettant de faire face aux alertes, événements et crises dans ses domaines de compétence. L'astreinte de l'ASN repose sur une équipe de 15 personnes du siège et des divisions. Leur rôle est d'assurer le premier niveau de réponse à une situation d'urgence, de gérer les situations de faible intensité et de gérer le centre d'urgence si les enjeux de la situation le justifient.

Le centre d'urgence de l'ASN est organisé autour d'une direction de crise et de différentes cellules spécialisées (sûreté, protection des personnes et de l'environnement, communication, relations internationales...). Il dispose en effet 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.

Le centre d'urgence de l'ASN est en lien étroit avec le centre technique de crise (CTC) de l'IRSN. L'organisation de crise de l'IRSN repose également sur une astreinte joignable 24h/24. Les experts de l'IRSN au CTC évaluent la situation et produisent des éléments d'expertise pour l'élaboration de recommandations aux pouvoirs publics. Le CTC dispose également d'une cellule mobile permettant de déployer des moyens de mesure sur le terrain.

Le centre d'urgence de l'ASN 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 d'informations techniques de l'IRSN (mesures de la radioactivité en continu dans l'environnement).

Le centre d'urgence de l'ASN est régulièrement testé 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 IRSN) 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 et de choisir son niveau.

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'ASN 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 nationale (PCD-N). La FARN est depuis le 1er janvier 2016 totalement opérationnelle pour l'ensemble du Parc d'EDF.

Elle est basée sur quatre sites et dispose d'un état-major national. 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 cinq exercices annuels minimum, 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 une liaison permanente avec la direction et les équipes du site.

Focus 30 : Force d'Action Rapide Nucléaire d'EDF

EDF a mis en place une Force d'Action Rapide Nucléaire (FARN) disposant de moyens matériels et humains. La FARN est un dispositif national qui est capable d'apporter rapidement une aide matérielle et humaine sur un site en situation d'accident. Toutes les installations ont fait l'objet de modifications pour être en mesure de raccorder les moyens mobiles de secours acheminés par la FARN.

L'activation de la FARN est décidée au niveau national sur la base de l'analyse de la situation. La FARN est constituée d'un état-major et de quatre services régionaux localisés sur les centrales nucléaires de Bugey, Civaux, Dampierre et Paluel.

La FARN a pour mission de :

- intervenir en moins de 24 h, en continuité et en relève des équipes de quart de conduite qui auront assumé les actions d'urgence du site concerné dont les infrastructures d'accès pourront être partiellement détruites ;
- agir en autonomie pendant plusieurs jours (ce qui implique des capacités logistiques en support dans le domaine de l'alimentation et du couchage notamment) ;
- déployer des moyens lourds de protection ou d'intervention, uniques pour le Parc nucléaire d'EDF, dans un délai de 24 heures à quelques jours ;
- assurer une liaison permanente avec la Direction de l'entreprise, la Direction et les équipes du CNPE ainsi que les pouvoirs publics locaux pour pouvoir gérer et coordonner les interventions ;

- préparer la durabilité de ses actions au-delà des premiers jours d'autonomie dans l'éventualité d'une crise de longue durée.

Les services régionaux disposent de colonnes d'intervention d'astreinte de 14 personnes regroupant les différents métiers (procédés, intervention, logistique). Ces colonnes sont constituées de personnel EDF dédié, préparé aux situations d'urgence, notamment par des formations (volume annuel de formation de 33.000 h) et des entraînements et des mises en situation réguliers. La FARN utilise les méthodes d'adaptation aux situations issues du monde militaire et des unités d'intervention de la sécurité civile pour pouvoir agir en milieu déstructuré et prendre en compte le stress.

La FARN dispose de matériels de transport et de manutention, de moyens de télécommunication redondants et de matériels permettant la réalimentation en eau et en électricité (pompes, compresseurs, groupes électrogènes...) pour intervenir simultanément sur tous les réacteurs d'un même site. Les matériels sont entreposés dans des locaux propres à chaque centre. Chaque colonne est en capacité de traiter 2 réacteurs et peut amener le matériel nécessaire pour ce faire. La FARN dispose de moyens humains et matériels pour intervenir simultanément sur tous les réacteurs d'un même site (jusqu'à six réacteurs). Des localisations de bases arrières potentielles sont identifiées à proximité des centrales nucléaires.

Fin 2021, 50 exercices ont été réalisés sur les sites nucléaires, avec, à chaque fois, une centaine d'acteurs. La FARN a aussi été engagée dans deux situations réelles de crise résultant d'aléas climatiques extrêmes et a apporté :

- un appui aux équipes de monteurs pour reconstituer le réseau électrique sur l'île de Saint-Martin après l'ouragan IRMA en septembre/octobre 2017, avec le montage d'une base vie pendant un mois et demi ;
- un appui aux équipes d'EDF Hydraulique en octobre 2020 dans les vallées de la Tinée, de la Roya et de la Vésubie pendant trois semaines pour dégager les ouvrages hydrauliques.

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 grément 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 grément 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.

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 site en crise (échelon local) :

- gère l'intervention à l'intérieur de l'établissement ;
- assure la communication de l'établissement en crise en direction des médias locaux, en liaison avec la préfecture ;
- est chargé des relations avec la préfecture, l'ASN et le centre technique de crise de l'IRSN.

La direction générale du CEA (échelon central) :

- oriente l'intervention du CEA au niveau national ;
- est chargée 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 d'établissement ou à son représentant d'apprécier la gravité de l'événement en fonction de critères prédéfinis pour déclencher le PUI et de choisir son niveau.

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.

Le site en crise :

- gère l'intervention à l'intérieur de l'établissement ;
- assure la communication de l'établissement en crise en direction des médias, en liaison avec la préfecture ;
- est chargé des relations avec la préfecture, l'ASN et le centre technique de crise de l'IRSN ;
- est chargée 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). L'ETC comprend lui-même une équipe mouvement (ETC Mouvement), une équipe environnement (ETC Environnement) et une équipe radioprotection (ETC RP).

Le délégué à la communication, en accord avec le PCD, élabore les communiqués de presse et gère les interviews, le PC Communication répond 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 et de choisir son niveau.

L'ILL est équipé d'un poste de commandement de secours (PCS) 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

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 l'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'ASN, 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.

Outre les exercices nationaux, les préfets sont invités à mener des exercices locaux sur les sites localisés dans leur département, pour approfondir la préparation aux situations d'urgence radiologique et tester spécialement les délais de mobilisation des acteurs.

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'ASN 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.).

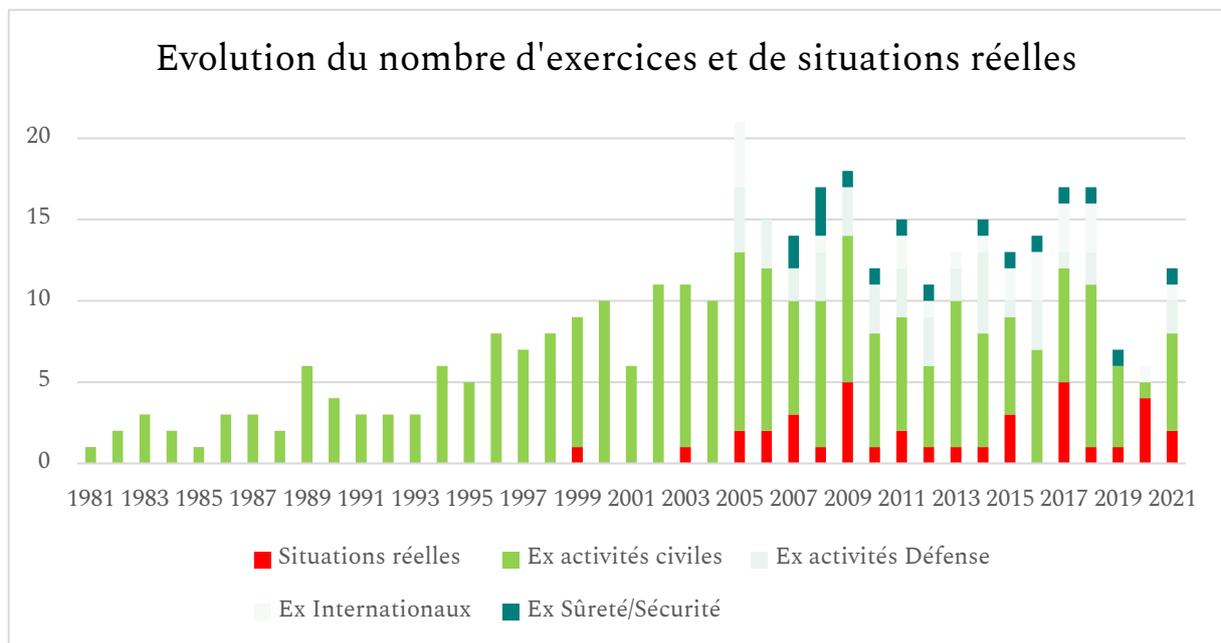


Figure 16-1 : Nombre d'exercices et de situations d'urgence

Des réunions d'évaluation sont organisées immédiatement après chaque exercice dans chaque centre de crise puis, à l'ASN, quelques semaines après l'exercice. L'ASN 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'ASN 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 les plus réalistes possibles, en conditions météorologiques réelles, et suffisamment complexes techniquement pour nourrir le retour d'expérience.

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 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.

En 2020 et 2021, les exercices de crise ont permis de tester la résilience de l'organisation de crise nucléaire dans le contexte de l'épidémie de Covid-19.

Les exercices internationaux et la coopération internationale

L'ASN et son appui technique l'IRSN entretiennent des relations internationales afin 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 2016 à 2021, l'ASN, parfois accompagnée de son appui technique l'IRSN, a :

- participé en 2016 à l'exercice international INEX 5, organisé sous l'égide de l'AEN, et dont un des objectifs majeurs était la coordination transfrontalière des actions de protection des populations ;
- reçu des délégations étrangères en tant qu'observateurs à des exercices organisés par la France, en particulier lors d'un exercice qui s'est tenu en 2017 sur la centrale nucléaire de Cattenom, en 2018 sur la centrale de Fessenheim puis en 2021 sur la centrale de Gravelines ;
- participé en 2017, 2018 et 2019 à l'observation d'exercices organisés par des pays étrangers (Finlande, Japon, Royaume-Uni, Taiwan) ;
- 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'ASN a constitué 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). L'ASN collabore à la définition de la stratégie des besoins et des moyens d'assistance internationale et au développement du réseau 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'ASN et l'IRSN ont 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'ASN intervient de plusieurs façons dans la diffusion de l'information auprès :

- des médias et du public : l'ASN 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'ASN tient informés le Gouvernement, 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.

Le Maire constitue aussi un relais d'information et de sensibilisation auprès des populations lors des campagnes de distribution d'iode.

Focus 31 : Accompagnement de la population pour une meilleure compréhension des risques nucléaires et des mesures de sécurité

Le Premier ministre a confié en 2020 au Codirpa un nouveau mandat pour la période 2020-2024 avec un axe de travail important portant sur l'accompagnement de la population. De nouveaux travaux ont déjà été lancés dans le cadre de ce nouveau mandat et ont conduit à plusieurs avancées concrètes, fondées sur une écoute et une association des acteurs concernés :

- un document présentant un jeu de « questions-réponses » relatives aux conséquences sanitaires d'un accident nucléaire spécialement destiné aux professionnels de santé : ce document est le fruit du travail collectif d'un groupe de professionnels de santé exerçant à proximité d'une centrale nucléaire (médecin, praticien hospitalier, infirmière, pharmacien, vétérinaire), qui a produit un ensemble de plus de 200 questions sur les répercussions d'un accident nucléaire, et d'un groupe d'experts issus d'organismes institutionnels ou associatifs, chargé de rédiger les réponses à ces questions. Cette

méthode assure la pertinence des questions traitées, la qualité des réponses apportées et favorise une bonne appropriation par les acteurs concernés ;

- un guide pratique pour les habitants d'un territoire contaminé par un accident nucléaire : il est composé de 28 fiches thématiques et rassemble des bonnes pratiques de radioprotection, des conseils de vie quotidienne ainsi que des informations sur la radioactivité, sur l'environnement et sur les méthodes de mesure de la radioactivité. Il est fondé sur le retour d'expérience des accidents de Tchernobyl et de Fukushima et sur les enseignements concrets des communautés vivant dans les territoires contaminés de Biélorussie, de Laponie et du Japon ;
- l'élaboration de consignes relatives à l'alimentation en situation post accidentelle de denrées fraîches localement produites (produits du potager et du verger, produits de la chasse, de la pêche et de la cueillette) dont la radioactivité n'est pas contrôlée, qui a été mise en débat en 2021 et 2022 auprès de quatre panels citoyens à proximité de centrales nucléaires afin d'évaluer la compréhension des actions de protection proposées et leur acceptabilité, ce qui est crucial pour qu'elles soient appliquées. Il s'agit d'une première pour tester la compréhension des sujets, la pertinence des pistes de travail, et recueillir les avis de populations concernées.

Cette démarche, qui vise à anticiper les conséquences d'un accident majeur, permet de développer une culture de radioprotection chez les parties prenantes concernées (collectivité territoriales, services publics, associations, grand public...).

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'ASN 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), accessible au centre d'urgence de l'ASN et testé à chaque exercice.

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 le cas d'une situation d'urgence radiologique. L'ASN 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.

Les relations bilatérales

L'ASN 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 octobre 2017. En 2018, l'ASN a également convié ses homologues allemands et suisses à son centre d'urgence lors d'un exercice d'urgence nucléaire organisé à la centrale nucléaire de Fessenheim, qui visait notamment à tester la chaîne d'alerte et d'information des services, des collectivités et des pays frontaliers (Allemagne et Suisse), le grément des cellules de crise ainsi que la prise de décision. En 2019, des observateurs belges ont également pu participer à un exercice de crise au sein du centre d'urgence de l'ASN. Interrompue pendant la crise sanitaire, cette pratique d'observation mutuelle a redémarré en 2021 avec l'accueil d'un observateur suisse.

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).

Les relations multilatérales

L'ASN participe au nouveau comité de l'AIEA (baptisé EPRESC) pour l'élaboration des normes de sûreté relatif aux situations d'urgence et collabore avec l'AEN pour l'organisation d'exercices internationaux de crises (INEX 5 en 2016) et la participation au Working Party on Nuclear Emergency Matters (WPNEM).

Au niveau européen, l'ASN 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.

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 rappelées au § 7.3 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 (voir annexe B), notamment concernant la géologie du site (RFS 1.3.c), les conditions sismiques (RFS I.2.c5 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. Elles sont réévaluées à chaque réexamen périodique et les chapitres du rapport de sûreté (RDS) sont mis à jour en conséquence.

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

Réacteurs électronucléaires

Le séisme est un risque pris en compte à la conception des installations et réévalué lors des réexamens périodiques ou à la suite de certains événements. EDF s'appuie sur la méthodologie déterministe de la RFS 2001-01 pour définir l'aléa sismique.

Pour la conception des nouveaux réacteurs, EDF retient :

- 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 au titre des accidents de référence ;
- 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.

Réacteurs de recherche

L'aléa sismique du RJH, situé sur le site de Cadarache, est défini dans la présentation générale de la sûreté de l'établissement propre au centre de Cadarache. Le CEA s'appuie sur la méthodologie déterministe de la RFS 2001-01 pour définir les sollicitations sismiques.

Inondations externes

L'inondation est un risque pris en compte à la conception des installations et réévalué lors des réexamens périodiques ou à la suite de certains événements exceptionnels (par exemple, l'inondation de Blayais en 1999).

Réacteurs électronucléaires

EDF a mené une analyse de sûreté, pour chaque site, établissant la liste des systèmes et SSC nécessaires pour rejoindre un état sûr et s'y 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 comprennent :
 - 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 règles particulières de conduite en cas d'inondation ;
 - des procédures locales.

Réacteurs de recherche

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.

Le centre de Cadarache est doté d'un système d'alerte météorologique.

Conditions climatiques

Réacteurs électronucléaires

La conception des réacteurs EDF intègre depuis l'origine la protection vis-à-vis des agressions externes plausibles : celles-ci comprennent la protection contre la neige et le vent, la protection contre les températures froides, la protection contre la canicule. Ces agressions sont réévaluées lors des réexamens périodiques ou à la suite de certains événements exceptionnels.

La démarche retenue 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 de recherche

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

Réacteurs électronucléaires

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) ; ils font l'objet d'un réexamen périodique, car ils peuvent évoluer au cours du temps, par rapport à ce qui existait lors de la conception et de la construction de la centrale.

La démonstration de sûreté 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).

Réacteurs de recherche

Le CEA a évalué les risques engendrés par l'environnement (industrie et voies de communication) sur l'installation RJH en identifiant les installations industrielles extérieures ou internes au site de Cadarache, les voies de communication et les aéroports se trouvant dans un rayon susceptible d'impacter l'installation RJH. Ceci a conduit à l'analyse de 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).

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'ASN

Dans le cadre de l'instruction de la demande d'autorisation de création, l'ASN examine les agressions externes naturelles ou anthropiques liées au site et évaluées selon les dernières connaissances disponibles. Cet examen est similaire à celui réalisé dans le cadre des réexamens de sûreté périodiques. L'ASN 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 § 7.3 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'ASN 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 radiologique de ses rejets d'effluents radioactifs 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'ASN

Dans le cadre de ces procédures, l'ASN instruit l'étude d'impact transmise par l'exploitant, notamment les rejets dans l'environnement d'effluents radioactifs, 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'ASN 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'ASN édicte des prescriptions fixant en particulier les limites d'autorisation des rejets radioactifs dans l'environnement liés au fonctionnement normal de l'installation, les modalités de rejets et les dispositions de surveillance associées (voir § 15.3.2).

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 RDS sont mis à jour en conséquence.

17.3.2. Les dispositions prises pour les réacteurs

Réexamen périodique

Les réévaluations menées à l'occasion des réexamens périodiques successifs, et notamment la prise en compte du retour d'expérience, de l'évolution des connaissances et des règles applicables aux installations similaires conduisent éventuellement à des renforcements de la protection des installations aux agressions externes.

Réacteurs électronucléaires

Pour ce qui concerne le séisme, les réexamens périodiques sont l'occasion d'un examen approfondi de la conformité aux exigences sismiques en vigueur, d'une réévaluation des SMS au regard des données les plus récentes et de l'évolution des connaissances. Le cas échéant, des renforcements peuvent être définis du fait de la réévaluation de l'aléa sismique ou des évolutions de méthodes de génie parasismique.

Pour ce qui concerne les conditions climatiques, EDF réalise une veille climatique afin d'évaluer les évolutions possibles des aléas résultant du changement climatique et de s'assurer que ces évolutions ne sont pas de nature à remettre en cause le dimensionnement des installations vis-à-vis des aléas climatiques. 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.

Réacteurs de recherche du CEA

Les études de réévaluation conduites lors des réexamens périodiques de sûreté s'appuient sur le retour d'expérience ou d'événements d'importance survenus sur le site, les évolutions réglementaires et l'état des connaissances.

Les niveaux de sollicitation peuvent être revus, notamment le SMS et les valeurs de référence climatiques. Les conditions météorologiques extrêmes et les aléas sismiques ont été réévalués pour chacun des sites. Les agressions externes sont aussi réévaluées en tenant compte de l'évolution de l'environnement industriel et des voies de communication.

Des systèmes d'alerte en cas d'aléa prédictible, ainsi que des dispositions organisationnelles et matérielles de prévention et de protection particulières, sont en place.

Réacteur de recherche RHF de l'ILL

Les études d'agressions externes sont réévaluées lors des réexamens périodiques de sûreté. Les réévaluations menées par l'ILL à l'occasion des réexamens périodiques successifs tiennent compte de l'évolution des facteurs de l'environnement du site. Ces facteurs sont la météorologie, la climatologie, l'hydrogéologie, la géologie, l'environnement industriel et les voies de communication, la population et l'économie rurale. 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 le séisme, les sollicitations sismiques prises en compte par l'ILL suivent la RFS 2001-01. L'ILL prend en compte le SMS comme un cas de charge pour le dimensionnement. Il tient aussi compte du cumul du séisme avec les initiateurs internes ainsi que du cumul du séisme avec d'autres agressions externes indépendantes lorsque la plausibilité de ce cumul ne peut pas être exclue. Le rapport de sûreté décrit l'ensemble des éléments importants pour la sûreté qui ont des exigences définies relatives à leur capacité de fonctionner pendant et après un séisme ou à leur capacité d'être non-agresseurs d'autres équipements en cas de séisme.

Pour ce qui concerne l'inondation externe, l'ILL a identifié les scénarios d'inondation, ainsi que les scénarios de rupture de barrages hydro-électriques situés en amont du site. Le scénario qui conduit à la plus grande hauteur d'eau sur le site a ensuite été retenu, en ajoutant les effets d'éléments flottants charriés par l'inondation, comme l'impact d'un camion. Cette étude conclut que l'ensemble des systèmes de refroidissement et de confinement du réacteur fonctionnent de manière passive et ne sont pas affectés par une inondation. Afin de diminuer la pression de l'eau sur l'enceinte métallique, des disques de rupture ont été installés. La gestion de crise en cas d'inondation peut utiliser les moyens et le Poste de Commandement prévus pour les agressions naturelles extrêmes, situés à bonne hauteur et restant opérationnels en cas d'inondation. Enfin, des dispositifs anti-flottaison ont été installés sur certains réservoirs dont l'intégrité doit être maintenue dans le bâtiment réacteur.

Pour ce qui concerne les risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication, ils sont réévalués lors des réexamens périodiques pour tenir compte de l'évolution du trafic routier, ferroviaire, et aérien ainsi que du cheminement de l'énergie par gazoducs ou oléoducs. L'évolution des industries à risques situées dans le bassin d'emploi est aussi prise en compte, tout particulièrement les industries chimiques classées SEVESO afin de tenir compte des effets de nuages toxiques ou d'une explosion.

Evaluations complémentaires de sûreté

Réacteurs électronucléaires

Dans le cadre des évaluations complémentaires de sûreté, EDF a effectué une revue des marges concernant la tenue des SSC nécessaires pour amener et maintenir l'installation dans un état sûr lors d'agressions extrêmes (notamment séisme et inondation).

Pour ce qui concerne les évaluations liées au séisme :

- EDF a procédé à l'inspection sismique d'un échantillon représentatif de matériels nécessaires pour conduire le réacteur en situation de perte totale des alimentations électriques internes et externes, classés ou non au séisme, sur l'ensemble du parc en exploitation. Ces inspections sur site ont permis de s'assurer que les matériels analysés peuvent remplir leurs fonctions en tenant compte du retour d'expérience post-sismique international ;
- EDF a défini des niveaux d'aléas sismiques extrêmes (SND) pour l'ensemble des sites en exploitation conformément à la prescription de l'ASN ;
- EDF a défini un Noyau Dur pour ses installations, constitué de SSC nouveaux et existants, qui doivent résister à des aléas majorés (au-delà du dimensionnement de la centrale) en situation de perte totale de la source froide et de perte totale des alimentations électriques. En particulier, en réponse aux prescriptions de l'ASN, EDF a mis en œuvre un moyen d'alimentation électrique supplémentaire dimensionné au SND

(DUS) qui permet d'alimenter les systèmes et composants appartenant au Noyau Dur en cas de perte totale des alimentations électriques externes d'un réacteur du site et des alimentations internes (échec du démarrage ou du raccordement des groupes électrogènes diesel de réacteur, qui constituent les sources de secours).

Pour ce qui concerne les évaluations liées à l'inondation :

- EDF a défini, pour l'ensemble des sites, des aléas majorés qui couvrent l'ensemble des phénomènes pouvant conduire ou participer à une inondation externe extrême, et a évalué le niveau d'eau associé en tenant compte des protections existantes sur le site. Ces études ont conduit à mettre en place des dispositions complémentaires sur les sites les nécessitant (voir Focus 1) ;
- EDF a défini des scénarios majorés prenant en compte les inondations externes induites par le SND (ruine d'ouvrages d'eau susceptibles de constituer des sources d'inondation potentielles). EDF a évalué le risque de submersion de la plate-forme de l'îlot nucléaire. Conformément aux prescriptions de l'ASN, des protections supplémentaires ont été déployées sur les sites ;
- des dispositions visant à faire face à un isolement du site en cas d'inondation ont été mises en œuvre sur les sites potentiellement à risque.

Réacteurs de recherche

Dans le cadre des évaluations complémentaires de sûreté, le CEA a évalué la robustesse des réacteurs de recherche au-delà des exigences du référentiel de sûreté, en particulier pour le séisme et l'inondation.

Dans le cadre des évaluations complémentaires de sûreté, l'ILL a défini des niveaux d'agressions naturelles extrêmes pour le séisme, pour l'inondation et pour les conditions climatiques (tornades). Une période de retour de 20000 ans a été retenue pour le séisme extrême (SND) et la rupture des quatre barrages hydro-électriques situés en amont du site a été cumulée avec le séisme extrême, avec une vague de submersion et des objets flottants.

Ces études ont conduit à la mise en place d'un « noyau dur » de dispositions matérielles redondantes sur deux files (voir Focus 19 au § 14.1.2.2), permettant la maîtrise des fonctions de sûreté dans ces situations (maîtrise de la réactivité, maîtrise du refroidissement, maîtrise du confinement) et la gestion d'une crise, en tenant compte également des effets induits par l'agression sur l'environnement industriel et les voies de communication. Le Poste de Commandement de crise installé suite aux évaluations complémentaires de sûreté est robuste à toutes ces agressions.

17.3.3. Le contrôle de l'ASN

Dans le cadre des réexamens de sûreté périodiques, l'ASN examine les agressions externes naturelles ou anthropiques liées au site et évaluées selon les dernières connaissances disponibles.

A la suite des évaluations complémentaires de sûreté, des décisions ASN ont fixé des prescriptions relatives :

- à la définition du séisme, dit séisme noyau dur (SND), à prendre en compte pour les SSC du noyau dur, défini par un spectre de réponse qui doit :
 - être enveloppe de celui du séisme majoré de sécurité (SMS) de site, majoré de 50% ;
 - être enveloppe des spectres de site définis de manière probabiliste avec une période de retour de 20 000 ans ;
 - prendre en compte pour sa définition, les effets de site particuliers et notamment la nature des sols.

- à la protection des installations contre l'inondation au-delà du référentiel. Cette prescription concerne notamment le rehaussement de la protection volumétrique, en vue de se prémunir contre la survenue de situations de perte totale de la source froide ou des alimentations électriques pour les scénarios au-delà du dimensionnement (pluies majorées, inondation induite par la défaillance d'équipements internes au site sous l'effet d'un séisme, etc.) ;
- aux risques engendrés, dans les situations extrêmes étudiées dans les évaluations complémentaires de sûreté, par les installations situées à proximité des centrales nucléaires.

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 du 25 février 1991 sur l'évaluation de l'impact sur l'environnement dans un contexte transfrontière signée à 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 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.

Pour la conception du réacteur EPR, 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 introduits par 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 et 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.

Réacteur EPR

La sûreté du réacteur EPR 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) ;
- 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 ». Un voile de grande épaisseur couvre ainsi la toiture et les murs extérieurs des bâtiments susceptibles de contenir du combustible (Bâtiments Réacteur et Combustible), la salle de commande principale, la station de repli du réacteur et deux des quatre divisions du Bâtiment des Auxiliaires de Sauvegarde (BAS). La protection des effets de cette agression externe est complétée par une séparation géographique suffisante des deux autres divisions du BAS, des locaux contenant les vannes d'isolement des tuyauteries eau et vapeur des Générateurs de Vapeur (regroupées en deux fois deux boucles), des bâtiments des diesels des quatre divisions regroupés deux par deux et des locaux de la station de pompage renfermant deux des quatre trains des circuits de refroidissement (SEC, SRU, CFI) ;
- 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) ;
- des défaillances multiples pouvant conduire à la fusion du cœur : des systèmes de sauvegarde supplémentaires ont été conçus et installés pour prévenir la fusion du cœur lors de ces séquences ;
- l'application du principe de la défense en profondeur au Bâtiment Combustible (voir § 18.3.2.1).

Au stade de la conception, la mise en œuvre du principe de défense en profondeur a été présentée dans le rapport préliminaire de sûreté, transmis à l'ASN à l'appui de la demande d'autorisation de création du réacteur. Elle est ensuite justifiée dans le dossier de demande d'autorisation de mise en service.

Les réacteurs actuellement en fonctionnement ont été conçus en suivant une approche plus ancienne de la défense en profondeur fondée sur trois niveaux. A l'occasion des réexamens de sûreté, la démarche actuelle en cinq niveaux a été appliquée.

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 protections contre les effets d'une tornade ou de la foudre.

De plus, dans le cadre des évaluations complémentaires de sûreté, ont été étudiées les situations résultant des phénomènes naturels extrêmes (séisme, inondation et leur cumul) ou de la perte totale des alimentations électriques et de la source froide : les modifications issues de ces évaluations sont présentées au § 18.3.

18.1.3. Le contrôle de l'ASN

Réacteur EPR

Dans le cadre de son contrôle, l'ASN examine la conception détaillée du réacteur, et notamment des dispositions associées à la déclinaison de principe de défense en profondeur. Ces dispositions ont été décrites dans le rapport préliminaire de sûreté qui a été remis à l'appui de la demande d'autorisation de création de cette installation, puis détaillées et justifiées dans le rapport de sûreté remis à l'appui de la demande d'autorisation de mise en service. Les § 14.1.3 et 19.1.3 présentent l'examen de la conception détaillée du réacteur réalisé par l'ASN.

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. L'ASN 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, tels 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 en tout point aux spécifications. 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.

Focus 32 : Aptitude au service de la cuve de l'EPR

L'ASN avait rendu publique le 7 avril 2015 une information relative à une anomalie de la composition de l'acier au centre du couvercle et du fond de la cuve de l'EPR de Flamanville 3. Cette anomalie est liée à la présence d'une forte concentration en carbone qui conduit à des propriétés mécaniques moins bonnes qu'attendues.

Framatome a lancé, en lien avec EDF, un programme d'essais afin de justifier que la résistance mécanique de l'acier est suffisante dans toutes les situations de fonctionnement, y compris accidentelles. Framatome a transmis ses conclusions techniques à l'ASN en décembre 2016. Les résultats montrent que les propriétés mécaniques du matériau sont suffisantes pour prévenir le risque de rupture brutale, compte tenu des chargements appliqués et en postulant l'existence du défaut le plus défavorable. A la suite de son instruction, l'ASN a considéré que cette anomalie n'est pas de nature à remettre en cause l'aptitude au service du fond et du couvercle de la cuve du réacteur EPR, sous réserve de la réalisation de contrôles spécifiques lors de l'exploitation de l'installation afin de s'assurer de l'absence d'apparition de défaut.

Par ailleurs, Framatome a déposé le 13 juillet 2018 une demande d'autorisation de mise en service²⁰ et d'utilisation de la cuve du réacteur EPR de Flamanville. L'ASN a vérifié le respect des exigences techniques et réglementaires autres que celles relatives à la composition chimique de l'acier du couvercle et du fond de la cuve. Sur la base des conclusions de cette instruction, l'ASN a autorisé la mise

²⁰ La mise en service de la cuve est à distinguer de la mise en service de l'installation.

en service et l'utilisation de la cuve du réacteur EPR de Flamanville le 9 octobre 2018, sous réserve de la réalisation d'un programme d'essais de suivi du vieillissement thermique et de contrôles spécifiques lors de l'exploitation de l'installation. La faisabilité de ces derniers contrôles n'étant pas acquise pour le couvercle en l'état actuel des connaissances, l'ASN a limité la durée d'utilisation du couvercle.

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 EPR

La démarche de qualification présentée ci-dessus a été mise en œuvre pour l'EPR. Toutefois, plusieurs équipements ont fait 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 sont irradiées dans des zones proches du cœur et font 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 récupérateur de corium de l'EPR, sa qualification aux conditions accidentelles des situations avec fusion du cœur s'est largement appuyée sur des programmes expérimentaux européens, tels que ceux associés aux projets COMAS²¹, CSC²² et ECOSTAR²³.

Pour le réacteur EPR, la démarche de classement de sûreté des matériels et des systèmes est basée sur l'importance de la fonction de sûreté qu'ils réalisent et leur importance en tant que barrière de confinement en fonction des rejets, pouvant résulter de leur défaillance, à l'intérieur de l'installation et dans l'environnement.

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'acquiescer une qualification des gammes de forgeage et du procédé de soudage à mettre en œuvre 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) ;

²¹ Les essais COMAS sont des essais de refroidissement d'un corium à grande échelle réalisés par Framatome.

²² Les essais CSC (Corium Spreading and Coolability) sont des essais de qualification du concept de récupérateur avec étalement du corium et du « concept COMET » 581 de renoyage par le bas.

²³ Le projet ECOSTAR (Ex-Vessel Core Melt Stabilization Research) comprend des essais relatifs à l'étude des phénomènes physico-chimiques se produisant durant l'étalement et à l'étude de l'efficacité du renoyage d'un corium étalé par apport d'eau par le haut ou par le bas).

- 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 associés à un 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'ASN

18.2.3.1. Les équipements hors équipements sous pression nucléaires

Pour les matériels ou équipements du réacteur, l'examen de l'ASN a porté sur :

- les exigences de conception, de dimensionnement et de fabrication des matériels, au regard de l'importance de leur rôle dans la démonstration de sûreté. L'instruction de l'ASN a porté notamment sur l'examen de 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 ;
- 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 a été portée par l'ASN sur la qualification des matériels aux conditions d'accident grave.

18.2.3.2. Les équipements sous pression nucléaires (ESPN)

L'ASN évalue la conformité aux exigences réglementaires des ESPN les plus importants pour la sûreté, dits « de niveau N1 », qui correspondent principalement à la cuve, aux générateurs de vapeur, au pressuriseur, aux groupes motopompes primaires, à des tuyauteries, notamment celles des circuits primaire et secondaires principaux, ainsi qu'à des vannes et des soupapes de sûreté. L'ASN peut s'appuyer pour réaliser cette mission sur un organisme habilité. Ce dernier est alors mandaté par l'ASN pour réaliser une partie des inspections sur les équipements de niveau N1.

Le contrôle réalisé par l'ASN 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.

Les organismes habilités par l'ASN 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'ASN.

L'ASN évalue la conformité des ESPN des circuits primaire et secondaires principaux. Dans ce cadre, l'ASN assure le contrôle de la fabrication des ESPN qui font partie des circuits primaire et secondaires de la chaudière nucléaire. Outre ce contrôle, l'ASN, 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. L'évaluation de la conformité des équipements destinés à l'EPR de Flamanville est également réalisée au regard du retour d'expérience des opérations de montage et des essais réalisés sur d'autres réacteurs de type EPR tels que ceux de Taishan (Chine) et d'Olkiluoto (Finlande). Au terme des contrôles réalisés, l'ASN délivre, si ces contrôles sont satisfaisants au regard des exigences réglementaires, des attestations de conformité des ESPN.

L'ASN 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'ASN pour exercer une surveillance de ces activités. Ces organismes et organes d'inspection ont eux-mêmes conduit plusieurs milliers d'inspections sur les dernières années.

Focus 33 : Réparation des soudures des circuits secondaires principaux de l'EPR

Au début de l'année 2017, EDF a informé l'ASN d'écarts de conception et d'écarts survenus lors du soudage des tuyauteries principales d'évacuation de la vapeur (circuit VVP) du réacteur EPR de Flamanville. Ces écarts portaient d'une part sur des propriétés mécaniques (résilience) inférieures à celles prévues dans le référentiel d'exclusion de rupture applicable à ces tuyauteries et d'autre part, sur la présence de défauts détectés tardivement (lors des contrôles non destructifs réalisés sur les soudures au moment de la visite complète initiale de l'équipement). L'ASN avait estimé dès 2018 que la remise en conformité de toutes les soudures devait être privilégiée.

Pour mémoire, l'application d'une démarche d'exclusion de rupture consiste, dans son principe, à ne pas étudier dans la démonstration de sûreté nucléaire les conséquences de la rupture d'une tuyauterie, car cette rupture est rendue extrêmement improbable avec un haut degré de confiance. L'application de cette démarche doit conduire à renforcer les deux premiers niveaux de défense en profondeur : elle s'appuie donc sur des dispositions particulièrement exigeantes en matière de conception, de fabrication et de suivi en service de ces tuyauteries.

EDF avait souhaité pouvoir maintenir en l'état les soudures situées au niveau des traversées de l'enceinte de confinement, qui font l'objet d'une démarche d'exclusion de rupture, en s'appuyant sur un programme d'essais et un renforcement du suivi en service. L'ASN, après avoir instruit le dossier d'EDF et consulté son groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires, a considéré que la nature et le nombre particulièrement important des écarts survenus lors de la conception et de la fabrication constituaient un obstacle majeur au maintien en l'état de ces soudures. En juin 2019, l'ASN a demandé la réparation des soudures avant la mise en service du réacteur.

Depuis, les activités relatives à la réparation des soudures des circuits secondaires de l'EPR de



Flamanville ont fait l'objet d'une mobilisation importante d'EDF. En effet, du fait des écarts constatés, une centaine de soudures des circuits secondaires nécessitaient des réparations. EDF a défini des maquettes spécifiques et réalisé des essais pour qualifier les procédés de réparation. L'ASN a exercé une surveillance renforcée de ces chantiers afin de s'assurer de la qualité des nouvelles soudures.

Copyright : EDF Flamanville

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 depuis la salle de commande (30 minutes) ou en local (1 heure) et requièrent la justification de la faisabilité des actions humaines ainsi valorisées.

18.3.2. Les dispositions prises pour les réacteurs

18.3.2.1. Les dispositions prises à la conception

Réacteur EPR

Certains choix de conception de l'EPR résultent des objectifs de sûreté fixés pour les réacteurs de 3^{ème} 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. En particulier, pour ces dernières :

- le système d'évacuation ultime de la chaleur du bâtiment réacteur (EVU) permet de limiter la pression de l'enceinte dans toutes les situations d'accidents ;
- le récupérateur de corium est conçu pour collecter le corium, assurer son refroidissement et sa stabilisation. Ces dispositions assurent la prévention du percement du radier. À plus long terme, le système d'évacuation ultime de la chaleur du bâtiment réacteur (EVU) permet d'évacuer la puissance résiduelle du corium ;
- l'injection de soude dans l'IRWST vise à limiter les rejets radioactifs dans l'enceinte. Elle permet d'obtenir un pH basique de l'IRWST et ainsi limiter la production d'iode volatil moléculaire et organique peu filtrable. Cette injection est réalisée par le système EVU en accident grave.

D'autres choix de conception découlent des objectifs assignés au 3^e niveau de la défense en profondeur pour la conduite des événements affectant le Bâtiment Combustible, notamment :

- la conception de deux trains principaux PTR de refroidissement de la piscine d'entreposage du combustible équipés chacun de deux pompes 100% ;
- la mise en place de la « 3ème file PTR » de refroidissement ;
- l'appoint d'eau à la piscine d'entreposage du combustible (systèmes JAC - JPI) ;
- l'isolement des vannes de pieds de compartiments des piscines d'entreposage du combustible et du réacteur et l'isolement des vannes à l'aspiration des trains PTR pour limiter les pertes d'inventaire en eau de la piscine ;
- les interconnexions électriques pour assurer la réalimentation des pompes PTR des trains principaux.

Par ailleurs, des choix techniques ont permis dès la phase de conception du réacteur EPR de Flamanville d'améliorer la prise en compte du facteur humain pour l'exploitation future de l'installation.

En particulier, certains choix techniques permettent de limiter les pics d'activités de maintenance en arrêt de réacteur en rendant possible la maintenance lorsque le réacteur est en fonctionnement notamment :

- la conception à deux trains redondants des fonctions d'ultime secours (SRU, EVU, Diesels SBO) permet leur maintenance préventive en puissance ;
- la maintenance préventive d'un des deux trains PTR principaux (refroidissement du combustible utilisé entreposé) peut être réalisée en puissance, avec le secours du « 3ème train » PTR diversifié ;
- l'alimentation électrique des trois trains PTR est possible par une interconnexion électrique dédiée lors des coupures de tableaux durant les arrêts de réacteur.

Les opérations de maintenance programmées lors des arrêts ont fait par ailleurs l'objet d'une revue visant à améliorer les conditions d'intervention du personnel. A titre d'exemple, les diamètres des ouvertures d'accès secondaire et primaire des générateurs de vapeur ont été augmentés par rapport au palier N4 de façon à faciliter l'entrée des intervenants et des équipements de contrôle.

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 entre l'automate de protection et l'automate de tranche, 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 ; elles recouvrent :
 - les fonctions de contrôle qui sont les fonctions utilisées pour l'exploitation du réacteur dans toutes les situations ;
 - les fonctions d'aide opérateur qui sont des fonctions qui apportent une aide significative à l'opérateur pour l'exploitation du réacteur ;
 - les fonctions LCO qui sont les fonctions mises en œuvre afin d'éviter une exploitation prolongée au-delà des conditions limites d'exploitation (LCO) prises en compte dans la démonstration de sûreté ;
 - les fonctions de limitation qui sont des fonctions automatiques de correction avant sollicitation des fonctions de protection du réacteur ;
- 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. Par

exemple, la charge de travail en conduite accidentelle a été limitée pour l'activité de refroidissement du secondaire par la mise en place d'une fonction de refroidissement automatique. Ces choix en matière d'automatisation ont été faits en veillant aussi à ce que les opérateurs soient en mesure, si nécessaire, de reprendre la réalisation des actions de conduite en mode manuel.

Des campagnes d'essais ont été réalisées sur simulateur pour évaluer les moyens de conduite disponibles, la gestion des alarmes, l'organisation de l'équipe de conduite en situation incidentelle et accidentelle ainsi que l'interface homme-machine. A la suite de ces essais, des recommandations ont été émises afin d'améliorer les spécifications de conception pour les moyens de conduite et l'organisation.

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, avec la mise en œuvre d'une surveillance de la pression du circuit secondaire afin de réduire son risque de contamination en cas de fuite primaire/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 (PIFH) 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 (moyen de conduite et de surveillance) ;
- 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).

18.3.2.2. Les dispositions mises en œuvre à la suite des évaluations complémentaires de sûreté

Réacteur EPR

Dans le cadre des évaluations complémentaires afin de gérer des situations de Manque De Tension Généralisé (MDTG)²⁴ et de perte de la source froide sur une durée supérieure à 24h, EDF a défini les dispositions suivantes pour le réacteur EPR :

- la possibilité d'assurer un appoint ultime en eau des réservoirs d'eau alimentaire des générateurs de vapeur (bâches ASG) et de la piscine d'entreposage du combustible par des moyens mobiles et la mise en place de piquages complémentaires à la disposition de la FARN (voir Focus 30 au § 16.3.1.2) ;
- la possibilité de prolonger l'autonomie des groupes diesel électrogènes d'ultime secours par un moyen mobile d'alimentation gravitaire en fioul, depuis les réservoirs des groupes électrogènes principaux.

D'autres dispositions ont aussi été mises en œuvre pour renforcer la robustesse de l'EPR :

- l'extension de la durée d'alimentation électrique des fonctions essentielles par la mise en œuvre de sources électriques complémentaires fixes ou mobiles ;
- un moyen de redémarrage du contrôle-commande dédié aux accidents graves en cas de non-récupération d'un moyen d'alimentation électrique dans un délai de 12 heures après l'événement déclencheur ;
- l'ajout d'un dispositif mobile et indépendant (de type motopompe) d'appoint en eau dans le bâtiment réacteur.

Un nouveau centre de crise local (CCL), résistant à des niveaux d'agression extrêmes, a été construit sur le site de Flamanville. Le CCL permet aux équipes de crise de gérer dans la durée une crise importante, du type de celle survenue lors de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, notamment sur plusieurs réacteurs simultanément.

Réacteur RJH

Dans le cadre des évaluations complémentaires de sûreté, des modifications constituant le « noyau dur » ont été définies afin d'accroître la robustesse de l'installation. Elles concernent notamment la création :

- d'un bâtiment abritant la source d'alimentation électrique « noyau dur » et sa distribution ;
- d'un système de réfrigération et d'appoint en eau des piscines du bâtiment réacteur ;
- d'un système d'appoint d'eau des piscines du bâtiment des annexes nucléaires.

²⁴ La situation de MDTG correspond à la perte cumulée des sources électriques externes (réseau de transport d'électricité) et des sources électriques internes de secours « conventionnelles » (quatre groupe électrogènes principaux). Dans cette situation, deux groupes diesels électrogènes d'ultime secours sont disponibles pour alimenter les matériels requis.

Les structures systèmes et composants constituant le « noyau dur » sont conçues pour résister aux agressions extrêmes.

18.3.3. Le contrôle de l'ASN

Réacteur EPR

L'ASN a particulièrement examiné les choix de conception. L'ASN a aussi recueilli l'avis de ses groupes permanents d'experts sur différentes thématiques, notamment :

- le classement de sûreté ;
- les études d'accidents ;
- la conception des systèmes de sûreté ;
- l'entreposage et la manutention du combustible ;
- la protection contre les effets des agressions internes et externes ;
- les études probabilistes de sûreté ;
- les accidents graves et leurs conséquences radiologiques.

L'adéquation entre les moyens de conduite du réacteur et l'organisation de l'équipe de conduite a également fait l'objet d'une instruction qui a permis d'examiner la conception de l'interface homme-machine et la faisabilité des actions dont l'équipe de conduite est chargée.

Quelques points particuliers relatifs à la conception de certains matériels (soupapes du pressuriseur, système de filtration de la fonction recirculation) ou à la démonstration de sûreté (prise en compte du retour d'expérience du fonctionnement des EPR en exploitation) sont encore en cours d'examen.

Par ailleurs, l'ASN a instruit les évaluations complémentaires de sûreté de l'EPR et a émis, à l'issue de cette instruction, une décision comprenant des prescriptions spécifiques pour le réacteur EPR (voir § 14).

En outre, l'ASN a réalisé des inspections dans les services d'ingénierie en charge de la réalisation des études de conception détaillée ou de la surveillance des études de conception sous-traitées.

L'ASN estime que le réacteur EPR de Flamanville présente, par conception, un niveau de sûreté notablement amélioré par rapport aux réacteurs actuellement en fonctionnement, en particulier une protection renforcée contre les agressions externes et des moyens plus efficaces de limitation des conséquences des accidents avec fusion du cœur.

Réacteur RJH

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.

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'ASN, 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)²⁵ ;
- le plan d'urgence interne (PUI) ;
- le plan de démantèlement ;

²⁵ 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'ASN 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'ASN 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

Les réacteurs électronucléaires

EDF a adressé la demande d'autorisation de mise en service de Flamanville 3 en 2015, accompagnée du dossier précisé au § 19.1. 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 34 : Travaux préparatoires à l'exploitation de l'EPR de Flamanville

L'unité d'exploitation basée à Flamanville 3 mène les travaux préparatoires à l'exploitation du réacteur EPR en vue de sa mise en service définitive.

Les référentiels d'exploitation propres à chaque métier (par exemple : pour la surveillance des installations, pour la maîtrise de la qualité de la maintenance) ont été mis en place. Il en est de même des référentiels communs de sûreté nécessaires à la réalisation des activités (par exemple : analyses de

risques, pratiques de fiabilisation des interventions, prévention du risque d'introduction dans les circuits de corps étrangers).

Une filière indépendante de sûreté est en place. Elle porte un regard indépendant sur la manière dont le rôle d'exploitant nucléaire est exercé à chaque niveau de management de la filière dite « opérationnelle » de Flamanville 3 et veille à la primauté de la sûreté nucléaire dans les activités réalisées, en exerçant de façon indépendante un rôle de vérification et d'analyse/appui conseil.

La culture de sûreté du personnel est développée à travers trois piliers :

- le développement des compétences ;
- les actions d'autodiagnostic et d'auto-évaluation et les actions d'amélioration qui en découlent (par exemple : au regard du questionnaire WANO, des renvois d'image externes de l'AIEA, de WANO, de l'Inspection Nucléaire EDF) réalisées par les collectifs et les managers au regard des exigences en matière de sûreté et de management de la sûreté ;
- la communication et l'information régulières auprès des équipes dans les domaines de la sûreté et de la qualité (au travers par exemple de la diffusion des rapports hebdomadaires de sûreté de la FIS, des messages sur les fondamentaux de sûreté délivrés en réunions d'équipe et dans les réunions opérationnelles, de la présentation hebdomadaire des vérifications de la FIS à l'équipe de direction).

En octobre 2020, l'ASN a autorisé la mise en service partielle de l'installation pour l'entreposage d'assemblages de combustible neuf et de grappes sources primaires dans le bâtiment combustible. Les assemblages de combustible neuf nécessaires à la 1^{ère} recharge du réacteur ont été livrés et sont actuellement entreposés dans la piscine du bâtiment combustible. Sur le périmètre de la mise en service partielle, l'installation est d'ores et déjà exploitée selon des modalités similaires à celles à appliquer pour la mise en service définitive, comme l'application de RGE adaptées, la mise en œuvre et la confrontation des évaluations quotidiennes de sûreté des CE (Chef d'Exploitation) et IS (Ingénieur Sûreté de la FIS). L'organisation de crise du Plan d'Urgence Interne (PUI) commune aux trois réacteurs du site de Flamanville est également opérationnelle au Centre de Crise Local (CCL).

EDF a pris en compte les recommandations et suggestions émises par l'AIEA en pré-OSART (2019) ainsi que le retour d'expérience des autres exploitants EPR (Olkiluoto et Taishan) et du REX international des sites en démarrage (AIEA, WANO). Ceux-ci ont été intégrés dans les actions de finalisation de la préparation à l'exploitation en vue de la mise en service définitive, à savoir :

- les installations sont disponibles, fiables et exploitables avec les performances attendues ;
- les compétences sont prêtes pour l'exploitation ;
- les données et les modes opératoires sont prêts ;
- les organisations cibles sont définies, mises en place, et efficaces ;
- les ingénieries nationales sont prêtes ;
- les référentiels de la Direction du Parc Nucléaire (DPN) sont déployés ;
- les pièces de rechange sont disponibles ;
- les partenaires industriels sont contractualisés ;
- les Moyens Locaux de Crise, les outillages spéciaux et les Dispositifs et Moyens Particuliers (DMP) sont disponibles ;

- les Règles Générales d'Exploitation (RGE) sont stabilisées, exploitables et maîtrisées par les exploitants ;
- la culture de sûreté du personnel d'exploitation est ancrée.

La mission dite « pre-startup WANO » est prévue à l'automne 2022.

Les réacteurs de recherche

Les essais de démarrage du réacteur RJH comporteront plusieurs phases, les essais constructeurs (vérifications de fin de montage, mise au point d'équipements/systèmes, fonctionnement des circuits), puis les essais d'intégration (mise en œuvre de plusieurs systèmes en interface), enfin les essais d'ensemble (avant chargement du cœur, après chargement du cœur et après la première divergence à puissance faible et à puissance maximale).

Trois acteurs sont impliqués dans les essais :

- les fournisseurs, qui effectuent des essais pour la mise au point des équipements et systèmes,
- la Direction des essais du projet RJH qui définit la logique des essais, rédige les programmes, planifie et pilote les essais d'intégration et d'ensemble,
- le service d'exploitation du RJH, responsable de la conduite de l'installation, qui aura notamment la charge de former et habilitier les équipes de conduite.

19.1.3. Le contrôle de l'ASN

Réacteur EPR

Le contrôle de l'EPR de Flamanville comprend d'une part l'inspection des activités réalisées sur site et en usine, d'autre part l'instruction du dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'installation.

L'ASN assure ainsi le contrôle de la construction du réacteur EPR. En outre, l'ASN réalise 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.

Année	Inspections réalisées	Principaux thèmes
2016	26	Préparation et réalisation des essais de démarrage, montages mécaniques, préparation à l'exploitation, équipements sous pression nucléaires et réalisation des épreuves hydrauliques, management de la sûreté et facteur organisationnel et humain, organisation et moyens de crise.
2017	26	Essais de démarrage, montages électriques et mécaniques, préparation à l'exploitation, notamment dans le domaine de la radioprotection, préparation à la mise en service partielle du réacteur, suivi en service des ESP et ESPN, préservation de l'environnement.
2018	24	Essais de démarrage, suivi en service des ESP et ESPN, montages mécaniques, surveillance des contrôles radiographiques, préparation à l'exploitation, maîtrise du risque incendie, CND de fin de fabrication, travaux de réparation sur ARE.
2019	21	Essais de démarrage, l'analyse des résultats des essais de démarrage, définition et la mise en œuvre d'un programme de contrôles complémentaires dans le cadre la revue de la qualité des matériels du réacteur EPR, préparation à l'exploitation, stratégie de conservation, de maintenance et d'essais des équipements et des structures, traitement des écarts, qualification des matériels, protection de l'environnement
2020	27	Essais de démarrage et analyse de leurs résultats, préparation et la réalisation des premières opérations de réparations des soudures des tuyauteries principales d'évacuation de la vapeur, préparation de la mise en service partielle (arrivée des assemblages de combustible), développement du logiciel du système de protection du réacteur, d'élaboration et de gestion de la documentation relative à la conduite incidentelle et accidentelle, protection de l'environnement
2021	29	Essais de démarrage et analyse de leurs résultats, préparation et la réalisation des premières opérations de réparations des soudures des tuyauteries principales d'évacuation de la vapeur, exploitation du bâtiment combustible, protection de l'environnement, préparation de l'exploitant

Tableau 19-2 : Inspections réalisées sur le site de construction du réacteur 3 de Flamanville depuis 2016

L'ASN instruit, avec l'appui de l'IRSN, la demande d'autorisation de mise en service du réacteur. En particulier, l'ASN a recueilli l'avis de ses groupes permanents d'experts sur différentes thématiques du rapport de sûreté, notamment :

- le classement de sûreté ;
- les études d'accidents ;
- 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 et externes ;

- les études probabilistes de sûreté ;
- les accidents graves et leurs conséquences radiologiques.

L'instruction vise d'une part à vérifier que les conclusions des précédentes instructions techniques sont correctement prises en compte, d'autre part à s'assurer de la prévention et de la limitation des risques et des inconvénients générés par le fonctionnement de l'installation. Cette instruction prend en compte l'état réel de l'installation, notamment les éventuels écarts connus et les résultats des essais de démarrage.

Quelques points particuliers relatifs à la conception de certains matériels (soupapes du pressuriseur, système de filtration de la fonction recirculation) ou à la démonstration de sûreté (prise en compte du retour d'expérience du fonctionnement des EPR en exploitation) sont encore en cours d'examen.

L'ASN estime que le réacteur EPR de Flamanville présente, par conception, un niveau de sûreté notablement amélioré par rapport aux réacteurs actuellement en fonctionnement, en particulier une protection renforcée contre les agressions externes et des moyens plus efficaces de limitation des conséquences des accidents avec fusion du cœur.

L'ASN évalue également la conformité aux exigences réglementaires des ESPN les plus importants pour la sûreté, dits « de niveau N1 », qui correspondent principalement à la cuve, aux générateurs de vapeur, au pressuriseur, aux groupes motopompes primaires, à des tuyauteries, notamment celles des circuits primaire et secondaires principaux, ainsi qu'à des vannes et des soupapes de sûreté. Le contrôle réalisé par l'ASN 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.

L'ASN instruit par ailleurs les autres pièces réglementaires transmises par EDF avec la demande d'autorisation de mise en service.

L'ASN développe, en parallèle de cette instruction un programme de contrôle relatif à la réalisation des essais de démarrage et à la préparation de la documentation et des équipes d'exploitation.

Réacteur RJH

Le contrôle du RJH comprend l'inspection des activités réalisées sur site. L'action de contrôle de l'ASN sur site porte principalement sur la réalisation des travaux de construction et la surveillance des intervenants extérieurs par l'exploitant. Par ailleurs, sur la base du rapport d'avancement du projet transmis trimestriellement, l'ASN identifie des activités ou points particuliers à intégrer à ses contrôles.

Par ailleurs, l'ASN a instruit les évaluations complémentaires de sûreté du RJH. À l'issue de cette instruction, l'ASN a émis une décision comprenant des prescriptions spécifiques.

Le CEA a procédé, en mars 2020, à une réorganisation notable de son organisation pour la réalisation du RJH, avec la constitution d'une équipe intégrée (maîtrise d'ouvrage / maîtrise d'œuvre), sous la direction du CEA. L'ASN contrôle cette nouvelle organisation du projet RJH et notamment la gestion des compétences dans le contexte des évolutions organisationnelles apportées.

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'ASN toute modification notable des RGE : elle est soumise à l'autorisation de l'ASN 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 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 de recherche

L'exploitation des réacteurs de recherche repose sur les RGE. Ces documents de base sont complétés par un ensemble de procédures et de consignes, gérées par les services concernés, qui garantissent que toutes les opérations se font dans le respect des règles applicables, règles auxquelles les prestataires doivent aussi se conformer. L'exploitant doit s'assurer que les prestataires respectent ces règles.

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'ASN

L'ASN 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'ASN 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'ASN 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 de test

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 de recherche

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'ASN

L'ASN 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'ASN lors de ses inspections. Ainsi, en 2021 et 2022, l'ASN a réalisé des inspections dédiées à la maintenance sur la plupart des centrales nucléaires, afin d'évaluer le déploiement des évolutions de la politique de maintenance engagées par EDF à partir de 2016. Au titre de son contrôle, l'ASN 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'ASN, 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'ASN, 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 applicable en situation incidentelle ou accidentelle.

Après la mise en service, l'ASN est informée des modifications notables de ces règles de conduite et les plus significatives d'entre elles sont soumises à autorisation de l'ASN.

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.

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,...).

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 de recherche

Pour le CEA (CABRI et RJH)

L'analyse des alarmes et des paramètres d'exploitation mesurés sur ces installations, retransmis en salle de commande, peut amener les opérateurs à utiliser 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 situations incidentelles et accidentelles 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 consécutif à la perte du refroidissement du cœur fait appel à des consignes spécifiques.

Pour le réacteur à haut flux (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'ASN

19.4.4.1. Les réacteurs électronucléaires

L'ASN 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'ASN. L'ASN 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'ASN 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 (voir Focus 11 au § 7.4).

19.4.4.2. Les réacteurs de recherche

L'ASN contrôle, en inspection et lors d'exercices, la maîtrise par les équipes d'exploitation des procédures en situations incidentelles et accidentelles.

Par ailleurs, l'ASN 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 de recherche

Sur chacun des centres CEA, des unités de supports techniques rassemblent des compétences dans les différents métiers mis en œuvre pour le fonctionnement des installations. Le support technique pour les installations du CEA s'appuie notamment sur la DSSN et 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'ASN

L'ASN 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'ASN 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.

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, 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 2021 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'un peu plus de la moitié d'entre eux relève d'un non-respect des spécifications techniques d'exploitation (52% d'événements déclarés selon le critère 3, non respect STE).

Niveau INES	2016	2017	2018	2019	2020	2021
1	57	63	74	83	83	78
2	0	4	0	2	0	0

Tableau 19-3 : Évolution du nombre d'événements significatifs classés sur l'échelle INES dans les centrales nucléaires d'EDF de 2016 à 2021 (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
1	2	2	5	3	8	1
2	0	2	0	2	0	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 2021

Sur les réacteurs du CEA, un seul événement significatif est survenu sur la période 2016-2021 : un ESS de niveau 1 sur l'échelle INES a été déclaré le 1^{er} octobre 2018 sur le réacteur EOLE-MINERVE. Il concernait l'expédition d'un colis de transport de matières radioactives présentant, par rapport à son modèle, deux écarts qui n'ont été détectés qu'après le transport.

Sur le RHF de l'ILL, deux événements de niveau 1 sont survenus sur la période 2016-2021 :

- en mai 2017, le blocage temporaire d'un élément combustible lors de sa descente sous eau depuis sa hotte de manutention,
- en mars 2019, le levage d'un batardeau dans le canal de stockage des éléments combustibles usés avec une élingue de capacité insuffisante.

19.6.3. Le contrôle de l'ASN

L'ASN examine l'ensemble des événements significatifs déclarés.

L'ASN 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'ASN 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'ASN 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'ASN 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'ASN examine, lors d'inspections, le respect des règles en matière de détection et de déclaration des événements significatifs. L'ASN 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'ASN 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 ».

Focus 35 : Partage du retour d'expérience de l'exploitation de Taishan 1

EDF prend en compte le retour d'expérience de Taishan1 pour améliorer la sûreté d'exploitation future de l'EPR.

En particulier, les exploitants et les autorités des deux pays ont partagé des informations à la suite de l'augmentation d'activité de l'eau du circuit primaire du réacteur de Taishan 1 qui est intervenue au cours de son second cycle de fonctionnement, et a conduit à l'arrêt anticipé de celui-ci.

Les investigations réalisées sur le combustible déchargé ont mis en évidence des endommagements d'assemblages de combustible.

L'ASN a demandé à EDF de tirer le retour d'expérience de cet événement en amont du démarrage du réacteur EPR de Flamanville. Une coopération a été mise en place entre les industriels français et l'exploitant chinois afin de partager leurs analyses. La NNSA et l'ASN ont également tenu des échanges réguliers sur cet événement.

EDF a remis en juin 2022 un dossier décrivant les conclusions de son analyse et les dispositions qu'elle prévoit de mettre en œuvre sur le réacteur EPR de Flamanville. EDF prévoit notamment de renforcer la structure des assemblages afin de prévenir l'endommagement du combustible. L'ASN prendra position sur les propositions d'EDF dans le cadre de l'instruction de la mise en service du réacteur, prévue en 2023.

19.7.3. Les dispositions prises pour les réacteurs de recherche

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 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 entre les centres. À ce titre, un animateur REX est désigné au niveau de la cellule de sûreté, 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 de progrès. Le REX est également pris en compte dans les documents (circulaires et recommandations, directives, fiches techniques) 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 via notamment les sites de l'ASN et de l'IRSN.

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'ASN

L'ASN 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'ASN examine régulièrement le retour d'expérience d'exploitation des réacteurs ainsi que le retour d'expérience d'exploitation du comportement du combustible. Les conclusions des expertises réalisées dans ce cadre sont soumises à l'avis du groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires.

Enfin, l'ASN 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'ASN et l'IRSN participent également aux différentes sphères d'échanges au sein de l'AIEA, de l'AEN et de l'Union européenne. Par exemple, l'ASN est membre des groupes de travail de l'AEN : le *Working Group on Operating Experience (WGOE)* portant sur les réacteurs en exploitation et le *Working Group on the Regulation of New Reactors (WGRNR)* portant notamment sur le partage du retour d'expérience de la construction de nouveaux réacteurs.

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.

Le code de l'environnement dispose qu'un plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs dresse le bilan des modes de gestion existants des matières et des déchets radioactifs et des solutions techniques retenues, recense les besoins prévisibles d'installations d'entreposage ou de stockage et précise les capacités nécessaires pour ces installations et les durées d'entreposage (article L. 542-1-2). Le plan national et le décret qui en établit les prescriptions poursuivent l'objectif de la réduction de la quantité et de la nocivité des déchets radioactifs, notamment par le retraitement des combustibles usés et le traitement et le conditionnement des déchets radioactifs. Les exploitants sont responsables des déchets de haute activité et de moyenne activité à vie longue issus du traitement de leurs combustibles usés, dans l'usine Orano Cycle de La Hague (article L.542-1 du code de l'environnement).

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 usé

EDF utilise deux types de combustibles dans les réacteurs à eau sous pression :

- des combustibles à base d'oxyde d'uranium (UO₂) enrichi en uranium 235 à 4,5 % au maximum ;
- des combustibles constitués par un mélange d'oxydes d'uranium appauvri et de plutonium (MOX).

Après une période de l'ordre de trois à cinq ans, le combustible usé est déchargé du réacteur pour refroidir en piscine d'entreposage du combustible, d'abord sur le site même de la centrale, puis dans 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/conditionnement, l'entreposage, l'expédition.

La collecte est une phase sensible 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 REP sont essentiellement de très faible, faible ou moyenne activité à vie courte.

Les déchets de moyenne activité sont conditionnés en conteneurs en béton. Ces déchets sont envoyés au centre de stockage de l'Aube pour y être stockés.

Les déchets solides de faible activité sont :

- soit expédiés, après compactage sur site en fûts métalliques de 200 litres, vers le CSA pour y être à nouveau compactés puis stockés définitivement après bétonnage en fûts de 450 litres ;
- soit 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 dans un centre de stockage dédié situé à Morvilliers : le Centre industriel de regroupement, d'entreposage et de stockage (Cires), également géré par l'Andra, mis en service en 2003.

19.8.3. Les dispositions prises pour les réacteurs de recherche

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.

La gestion des combustibles usés

Les combustibles irradiés des réacteurs de recherche sont évacués vers l'usine de La Hague. En 2021, les derniers éléments combustibles irradiés des réacteurs Osiris, Isis ainsi que les quatre derniers cœurs usés d'Orphée ont été évacués vers La Hague.

19.8.4. Le contrôle de l'ASN

Le contrôle mené par l'ASN 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'ASN 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 56 réacteurs électronucléaires en fonctionnement au 5 août 2022 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 électronucléaire (EPR) est en construction à Flamanville, et un réacteur de recherche du CEA est en construction dans le Sud de la France : le RJH au CEA/Cadarache.

L'industrie électronucléaire

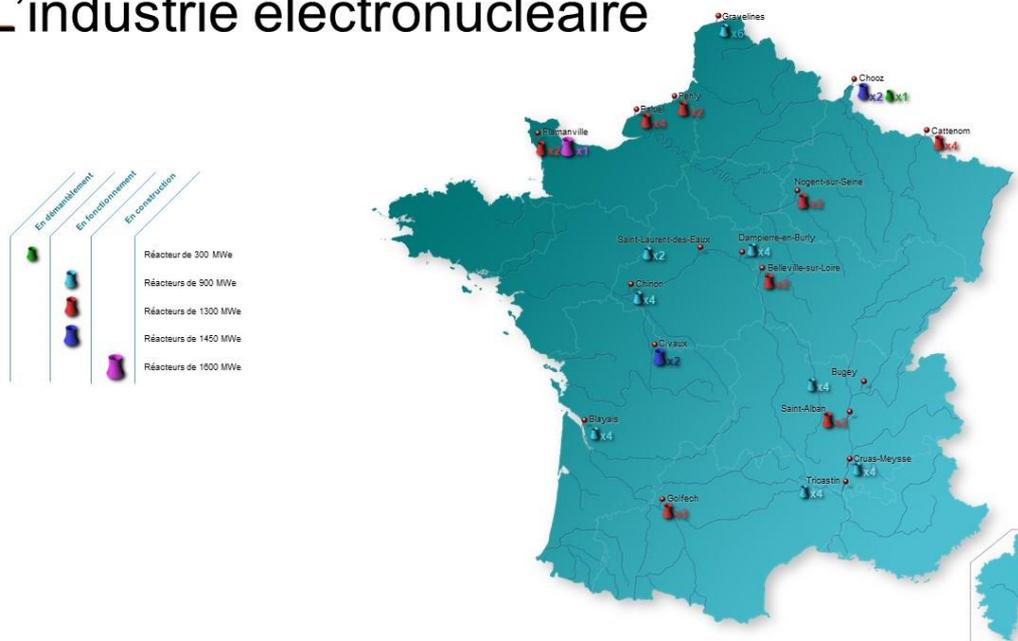


Figure A-1: Carte de France situant les 18 centrales nucléaires en fonctionnement

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) 01980 Loyettes	2 réacteurs REP CP0 900 MWe 2 réacteurs REP CP1 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) 33820 Saint-Ciers-sur-Gironde	4 réacteurs REP CP1 900 MWe
CENTRALE NUCLÉAIRE DU TRICASTIN (réacteurs 1, 2, 3 et 4) 26130 Saint-Paul-Trois-Châteaux	4 réacteurs REP CP1 900 MWe
CENTRALE NUCLÉAIRE DE GRAVELINES (réacteurs 1, 2, 3, 4, 5 et 6) 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) 76450 Cany-Barville	4 réacteurs REP P4 1300 MWe
CENTRALE NUCLÉAIRE DE CHINON (réacteurs B1, B2, B3 et B4) 37420 Avoine	4 réacteurs REP CP2 900 MWe
CENTRALE NUCLÉAIRE DE FLAMANVILLE (réacteurs 1, 2 et 3) 50830 Flamanville	2 réacteurs REP P4 1300 MWe 1 réacteur REP EPR 1600 MWe
CENTRALE NUCLÉAIRE DE CRUAS (réacteurs 1, 2, 3 et 4) 07350 Cruas	4 réacteurs REP CP2 900 MWe
CENTRALE NUCLÉAIRE DE SAINT-ALBAN (réacteurs 1 et 2) 38550 Le Péage-de-Roussillon	2 réacteurs REP P4 1300 MWe
CENTRALE NUCLÉAIRE DE CATTENOM (réacteurs 1, 2, 3 et 4) 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) 82400 Golfech	2 réacteurs REP P'4 1300 MWe
CENTRALE NUCLÉAIRE DE PENLY (réacteurs 1 et 2) 76370 Neuville-lès-Dieppe	2 réacteurs REP P'4 1300 MWe
CENTRALE NUCLÉAIRE DE CHOOZ B (réacteurs 1 et 2) 08600 Givet	2 réacteurs REP N4 1450 MWe
CENTRALE NUCLÉAIRE DE CIVAUX (réacteurs 1 et 2) BP 1 86320 Civaux	2 réacteurs REP N4 1450 MWe

Tableau A 1 : Réacteurs électronucléaires en fonctionnement ou en construction à la date du 5 août 2022 (exploitant EDF)

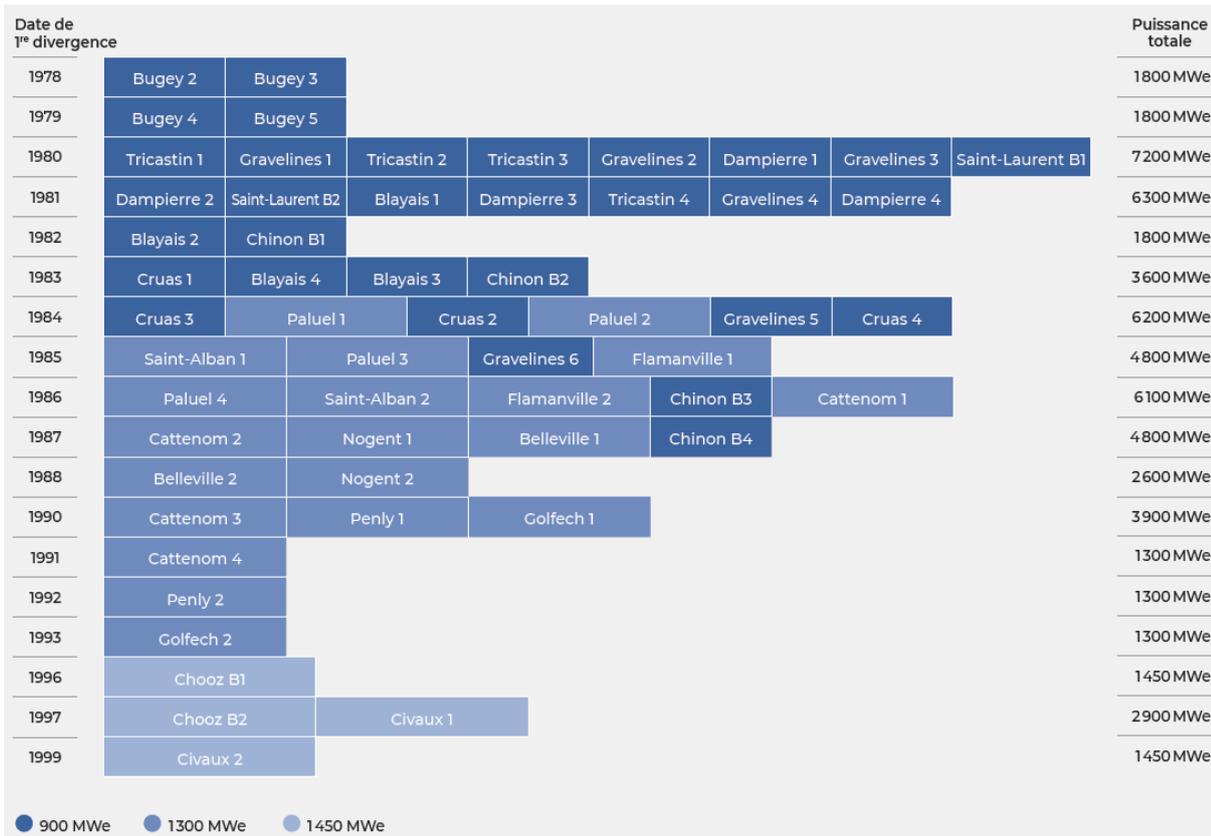


Figure A-2 : Chronologie de première divergence des réacteurs électronucléaires français en fonctionnement

A.3 Liste des réacteurs nucléaires de recherche en fonctionnement ou en construction

DÉNOMINATION ET IMPLANTATION DE L'INSTALLATION	Exploitant	Nature de l'installation et puissance thermique
CABRI (Cadarache) 13115 Saint-Paul-lez-Durance	CEA	Réacteur 25 MW-th
RÉACTEUR À HAUT FLUX (RHF) 38041 Grenoble Cedex	Institut Max von Laue Paul Langevin	Réacteur 57 MW-th
JULES HOROWITZ (RJH) (Cadarache) 13115 Saint-Paul-lez Durance Cedex	CEA	<u>Réacteur</u> <u>100MW-th</u>

Tableau A-2 : Réacteurs de recherche²⁶ en exploitation et en construction

²⁶ 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.

A.4 Liste des réacteurs nucléaires mis à l'arrêt définitif depuis août 2016

DÉNOMINATION ET IMPLANTATION DE L'INSTALLATION	Exploitant	Nature de l'installation (date de l'arrêt définitif)
ORPHEE (Saclay) 91191 Gif-sur-Yvette Cedex	CEA	Réacteur de recherche (novembre 2019)
ISIS (Saclay) 91191 Gif-sur-Yvette Cedex	CEA	Réacteur de recherche (mars 2019)
MASURCA (Cadarache) 13115 Saint-Paul-lez-Durance	CEA	Réacteur de recherche (décembre 2018)
EOLE (Cadarache) 13115 Saint-Paul-lez-Durance	CEA	Réacteur de recherche (décembre 2017)
MINERVE (Cadarache) 13115 Saint-Paul-lez-Durance	CEA	Réacteur de recherche (décembre 2017)
CNPE - Fessenheim	EDF	Deux réacteurs REP 900 MWe (février et juin 2020)

ANNEXE B – Principaux textes législatifs et réglementaires à fin 2021

B.1 Codes, lois et règlements

- Code de l'environnement :
 - Livre I^{er} – 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.
- 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.
- 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).
- 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

B.3 Règles fondamentales de sûreté et guides

B.3.1 Règles relatives aux REP

RFS 2002-1	Règle fondamentale de sûreté n° 2002-1 relative au développement et à l'utilisation des études probabilistes de sûreté pour les réacteurs nucléaires à eau sous-pression
RFS-I.2.a.	Prise en compte des risques liés aux chutes d'avions
RFS-I.2.b.	Prise en compte des risques d'émission de projectiles par suite de l'éclatement des groupes turbo-alternateurs
RFS-I.2.d.	Prise en compte des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication
RFS-I.3.a.	Utilisation du critère de défaillance unique dans les analyses de sûreté
RFS-I.3.b.	Instrumentation sismique
RFS-I.3.c.	Études géologiques et géotechniques du site ; détermination des caractéristiques des sols et études du comportement des terrains
RFS-II.2.2.a.	Conception du système d'aspersion de l'enceinte ; révision 1
RFS-II.3.8.	Construction et exploitation du circuit secondaire principal
RFS-II.4.1.a	Logiciels des systèmes électriques classés de sûreté
RFS-IV.1.a.	Classement des matériels mécaniques, systèmes électriques, structures et ouvrages de génie civil
RFS-IV.2.a.	Exigences à prendre en compte dans la conception des matériels mécaniques classés de sûreté, véhiculant ou contenant un fluide sous pression et classés aux niveaux 2 et 3
RFS-IV.2.b.	Exigences à prendre en compte dans la conception, la qualification, la mise en œuvre et l'exploitation des matériels électriques appartenant aux systèmes électriques classés de sûreté
RFS-V.1.a.	Détermination de l'activité relâchée hors du combustible à prendre en compte dans les études de sûreté relatives aux accidents
RFS-V.1.b.	Moyens de mesures météorologiques
RFS-V.2.b.	Règles générales applicables à la réalisation des ouvrages de génie civil
RFS-V.2.c.	Règles générales applicables à la réalisation des matériels mécaniques
RFS-V.2.d.	Règles générales applicables à la réalisation des matériels électriques
RFS-V.2.e.	Règles générales applicables à la réalisation des assemblages de combustible
RFS-V.2.g.	Calculs sismiques des ouvrages de génie civil
RFS-V.2.h.	Règles générales applicables à la réalisation des ouvrages de génie civil
RFS-V.2.j.	Règles générales relatives à la protection contre l'incendie

B.3.2 Autres règles fondamentales de sûreté

RFS 2001-01	Détermination du risque sismique pour la sûreté des installations (Révision des RFS-I.2.c et RFS-I.1.c - 16 mai 2001).
RÈGLE SIN N° C-12308/86 (RR1)	Dispositifs d'épuration équipant les systèmes de ventilation des réacteurs nucléaires de recherche (4 août 1986).
RÈGLE SIN N° A-4212/83	Relative aux moyens de mesures météorologiques (12 août 1983).
RÈGLE SIN N° C-12670/9-1 (RR2)	Protection contre le risque d'incendie dans les réacteurs nucléaires de recherche (1 ^{er} juillet 1991).

B.3.3 Guides relatifs aux INB

Les guides de l'ASN (en vigueur à la date d'avril 2022) en relation avec l'objet du rapport

Guide relatif aux modalités de déclaration des événements significatifs dans les domaines des installations nucléaires

Guide de l'ASN 2/01 du 26 mai 2006 relatif à la prise en compte du risque sismique à la conception des ouvrages de génie civil d'installations nucléaires de base à l'exception des stockages à long terme des déchets radioactifs.

Guide Orientations générales de sûreté en vue d'une recherche de site pour le stockage des déchets de faible activité massique à vie longue

n°3 Recommandations pour la rédaction des rapports annuels d'information du public relatifs aux installations nucléaires de base

n°6 Arrêt définitif, démantèlement et déclassé des installations nucléaires de base

n°8 Évaluation de la conformité des équipements sous pression nucléaires

n°10 Implication locale des CLI dans les 3^{es} visites décennales des réacteurs de 900 MWe

n°12 Déclaration et codification des critères relatifs aux événements significatifs impliquant la sûreté, la radioprotection ou l'environnement applicable aux installations nucléaires de base et au transport de matières radioactives

n°13 Protection des installations nucléaires de base contre les inondations externes

n°14 Assainissement des structures dans les installations nucléaires de base en France

n°15 Maîtrise des activités au voisinage des installations nucléaires de base

n°19 Application de l'arrêté du 12 décembre 2005 relatif aux équipements sous pression nucléaires

n°21 Traitement des écarts de conformité à une exigence définie pour un élément important pour la protection (EIP)

n°22 Conception des réacteurs à eau sous pression

n°23 Établissement et modification du plan de zonage déchets des installations nucléaires de base

n°25 Élaboration d'une décision réglementaire ou d'un guide de l'ASN

-
- n°28** Qualification des outils de calcul scientifique utilisés dans la démonstration de sûreté nucléaire
-
- n°30** Politique en matière de maîtrise des risques et inconvénients des installations nucléaires de base et système de gestion intégrée des exploitants
-

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.

L'organisation pour le nucléaire du groupe EDF s'appuie principalement sur deux directions (Figure C-1) :

- la **Direction du parc nucléaire et thermique (DPNT)** ;
- la **Direction ingénierie et projets nouveau nucléaire (DIPNN)**.

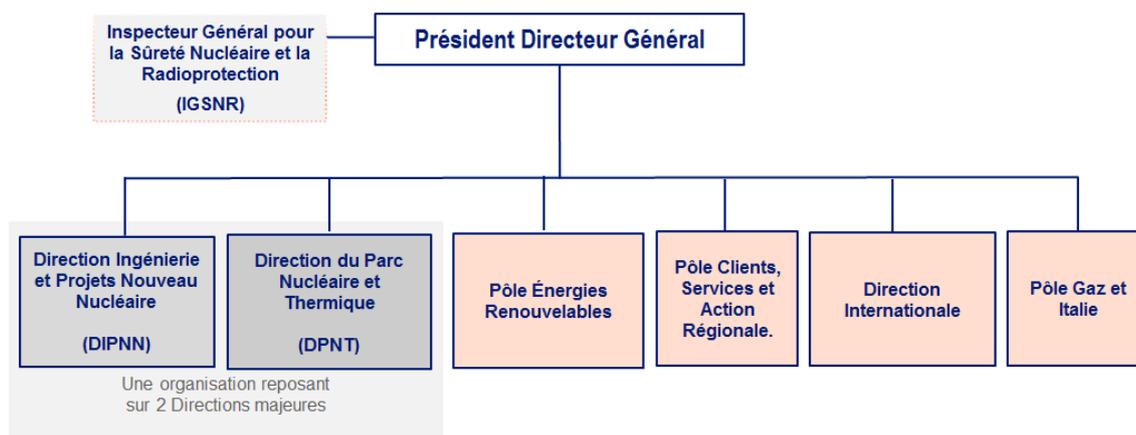


Figure C-1 : Organisation du groupe EDF SA

Ces deux Directions portent à la fois la conception, la construction de nouveaux réacteurs (en France, l'EPR de Flamanville 3), 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 de l'Ingénierie du Parc, de la Déconstruction et de l'Environnement (DIPDE) ;
- la Division Combustible Nucléaire (DCN) ;
- la Direction du Programme « Grand Carénage » (DPGC) ;
- la Direction des Projets Déconstruction et Déchets (DP2D).

Concernant l'ingénierie et les nouveaux projets nucléaires en France, **la DIPNN** comporte en particulier :

- deux Directions de Projets : Direction de projet Flamanville 3 et Direction de projet EPR 2 ;
- quatre Directions Opérationnelles : Direction Support aux Projets et Transformation Numérique (DSPTN), Direction Industrielle (DI), Direction Technique (DT) et Direction du Développement (DD) ;
- deux Directions d'ingénierie : le centre national d'équipement de production d'électricité (CNEPE) et EDVANCE (filiale rattachée à la DIPNN).

Avec ces unités d'expertise, qui sont également en appui au parc en exploitation, la DIPNN se trouve ainsi au cœur des enjeux de la filière nucléaire.

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 **filiale 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.

INDEPENDENT NUCLEAR SAFETY ASSESSMENT LINE

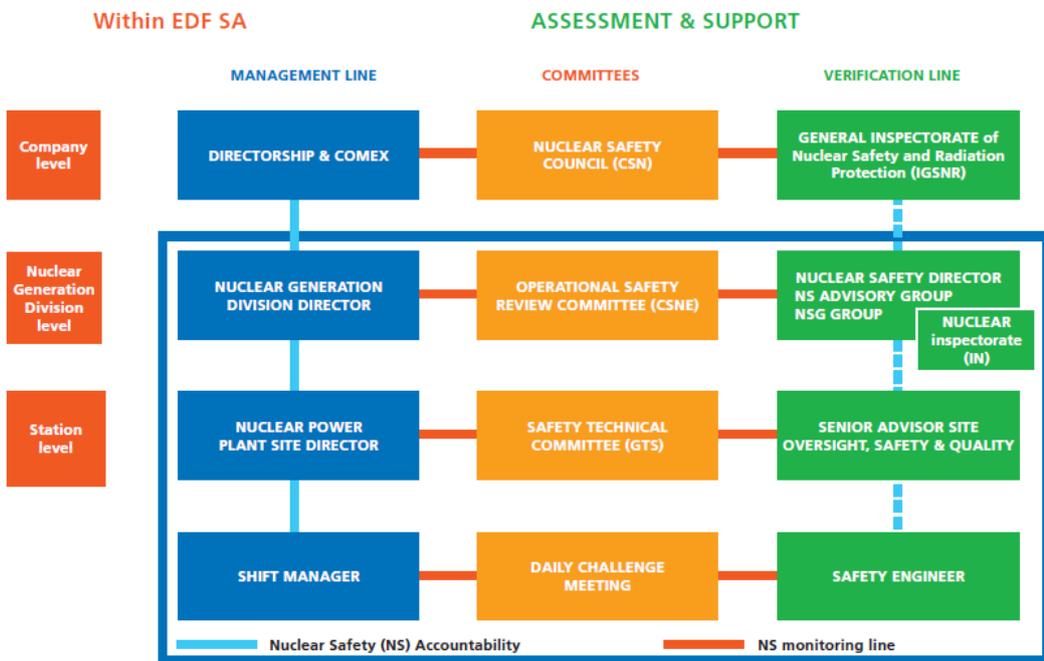


Figure C-2 : Filière indépendante de sûreté (FIS)

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 (Flamanville 3), sur le **Directeur Exécutif Groupe en charge de l'Ingénierie et des Projets Nouveau Nucléaire**, 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 fonctionnement²⁷ 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.

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 »

Dans le cadre de la délégation de pouvoirs qu'il détient du Directeur Exécutif Groupe en charge de l'Ingénierie et des Projets Nouveau Nucléaire, le **Directeur de projet Flamanville 3** est le représentant de l'exploitant nucléaire EDF SA jusqu'à la délivrance de l'autorisation de mise en service (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.

Le Directeur de Projet Flamanville 3 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.

Le Directeur Exécutif Groupe en charge de l'Ingénierie et des Projets Nouveau Nucléaire agit comme le Commanditaire de la sûreté nucléaire et de la radioprotection pour l'INB Flamanville 3. **La Maîtrise d'Ouvrage est assurée par l'entité Projet Flamanville 3**. À ce titre, **le Directeur du Projet Flamanville 3** garantit que

²⁷ 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'état de conception des installations et la construction des installations relevant du périmètre de l'INB et leurs évolutions tout au long de son projet sont conformes aux référentiels de sûreté en vigueur. Il s'appuie pour cela sur les compétences des centres d'ingénierie rattachés à la Direction Ingénierie des Projets Nouveau Nucléaire (DIPNN).

Pour le compte du Directeur Exécutif Groupe en charge du Parc Nucléaire et Thermique et du Directeur Exécutif en charge de l'Ingénierie et des Projets Nouveau Nucléaire, **la Direction Technique (DT)** de la DIPNN 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 Ingénierie du Parc, de la Déconstruction et de l'Environnement (DIPDE)**.

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 du Parc Nucléaire et Thermique 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 « **Responsable Designers** », qu'ils soient rattachés à la Direction du Parc Nucléaire et Thermique (DPNT) ou à la Direction Ingénierie des Projets Nouveau Nucléaire (DIPNN).

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.

Par missionnement du Directeur Exécutif Groupe en charge du Parc Nucléaire et Thermique et du Directeur Exécutif en charge de l'Ingénierie et des Projets Nouveau Nucléaire, la **Direction Technique (DT)** de la DIPNN 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.1.2.4 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

Une nouvelle organisation générale du CEA a été mise en place en janvier 2016.

En janvier 2018, la direction de la protection et de la sûreté nucléaire et la direction centrale de la sécurité ont été regroupées au sein de la direction de la sécurité et de la sûreté nucléaire (DSSN).

Le 1^{er} avril 2019, une direction de l'audit, des risques et du contrôle interne (DARCI) a été créée dans le but de permettre au CEA d'avoir une vision d'ensemble des risques et de les prendre en compte dans leur globalité et quelle que soit leur nature.

En février 2020, la direction de l'énergie nucléaire (DEN) s'est restructurée au sein d'une nouvelle direction des énergies (DES) dédiée aux énergies bas carbone, intégrant le nucléaire et les énergies renouvelables en s'intéressant plus particulièrement à la production solaire et à l'hydrogène.

Depuis 2020, les Directions de centres civils sont rattachées à la Direction générale, au même titre que les Directions opérationnelles et fonctionnelles.

Dans cette organisation, 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 (DES) signe annuellement avec l'Administrateur général un contrat d'objectifs de sécurité (COS) qui les formalise. L'exécution de ce COS 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 11 pays membres scientifiques (Espagne, Italie, Suisse, Autriche, République tchèque, Slovaquie, Pologne, Belgique, 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.

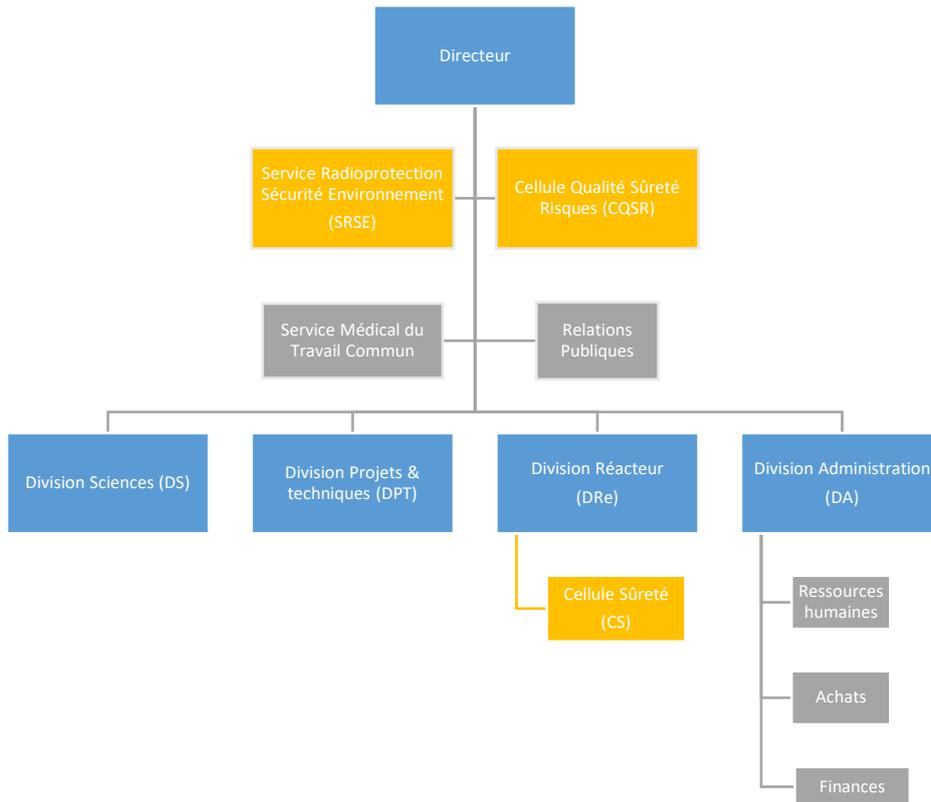


Figure C-3 : Organisation de l'ILL

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"> ● 4 stations de prélèvement en continu des poussières atmosphériques sur filtre fixe avec mesures quotidiennes de l'activité β globale (β_G). Spectrométrie γ si $\beta_G > 2$ mBq/m³. ● pour chacune des stations, spectrométrie γ sur le regroupement mensuel des filtres quotidiens ● 1 prélèvement en continu sous les vents dominants avec mesure hebdomadaire du tritium (³H)
Rayonnement ambiant	<ul style="list-style-type: none"> ● 4 balises à 1 km avec mesure en continu et enregistrement ● 10 balises avec mesures en continu aux limites du site (relevé mensuel) ● 4 balises à 5 km avec mesure en continu
Pluie	<ul style="list-style-type: none"> ● 1 station sous le vent dominant (prélèvement en continu) avec mesure de β_G et du ³H sur mélange bimensuel
Milieu récepteur des rejets liquides	<ul style="list-style-type: none"> ● 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 de β_G, du potassium (K) et du ³H ● Prélèvement continu ³H (mélange moyen quotidien) ● Prélèvements annuels dans les sédiments, la faune et la flore aquatiques avec mesure du ³H, ¹⁴C et spectrométrie γ
Eaux souterraines	<ul style="list-style-type: none"> ● 5 points de prélèvement (contrôle mensuel) avec mesure de β_G, du K et du ³H
Sol	<ul style="list-style-type: none"> ● 1 prélèvement annuel de la couche superficielle des terres avec spectrométrie γ
Végétaux	<ul style="list-style-type: none"> ● 2 points de prélèvement d'herbe (contrôle mensuel) spectrométrie γ. Mesures périodiques du ³H, du carbone 14 (¹⁴C) et du carbone total ● Campagne annuelle sur les principales productions agricoles avec mesure du ³H, du ¹⁴C et du carbone total, et spectrométrie γ.
Lait	<ul style="list-style-type: none"> ● 2 points de prélèvement (contrôle mensuel) avec spectrométrie γ et annuellement mesure du ¹⁴C et du ³H.

Tableau D 1 : Nature de la surveillance autour des centrales nucléaires

ANNEXE E - Gestion du Covid-19

EDF a un rôle majeur dans l'économie française du fait de sa mission de production d'électricité. Pendant la crise de Covid, EDF a dû adapter son organisation pour être en mesure d'assurer sa mission de service public et la continuité de la production nucléaire.

La mise en œuvre d'une organisation de crise spécifique

Une organisation spécifique de pilotage d'EDF a été mise en place pour gérer la situation liée au Covid 19 et les incertitudes associées avec deux objectifs : protéger le personnel et les prestataires sur les sites d'EDF et assurer la continuité de la production d'électricité et du service public sur les installations nucléaires en toute sûreté nucléaire.

S'inspirant des organisations de crise de l'industrie nucléaire, EDF DPN a mis en place une cellule de crise nationale dédiée avec des cellules spécialisées, notamment concernant :

- l'organisation sanitaire ;
- la gestion des questions techniques ;
- la relation avec l'autorité de sûreté nucléaire (ASN) ;
- la relation avec les prestataires ;
- les ressources humaines : ce qui a notamment permis de mettre en place des dispositifs spécifiques sur les sites, comme le maintien du volontariat à domicile et la mise en place de rotations d'équipes pour pouvoir s'appuyer sur des équipes de réserve si une équipe était plus touchée qu'une autre.

Une cellule prospective a aussi été mise en œuvre : ceci constitue une première. Cette cellule, similaire à ce que l'Armée met habituellement en place, c'est-à-dire un organe de gestion "tête haute", travaille avec des raisonnements par scénario pour anticiper et tirer constamment des leçons, avec la capacité de formuler rapidement des recommandations pour contribuer à la prise de décision dans différents domaines, par exemple pour protéger les travailleurs, maintenir la sécurité et assurer la continuité de la production d'énergie nucléaire.

Le dispositif de communication a joué un rôle très important. Le dialogue a toujours été transparent et responsable : EDF a toujours adopté une démarche de "franc-parler" avec les salariés en s'adaptant constamment aux moyens disponibles. D'un point de vue très pratique, il a également fallu s'adapter sur les installations, notamment concernant les vestiaires, les cantines, afin d'éviter les zones de concentration en organisant des contrôles aux entrées et sorties. Toutes ces questions ont été traitées en donnant la priorité à la santé des employés et à leur confiance dans l'entreprise.

Les facteurs de résilience pour la gestion de cette crise

Les principaux facteurs de résilience identifiés sont les suivants :

- la flexibilité et l'adaptabilité de l'organisation nationale et des sites, qui se sont reconfigurés pour gérer la crise, suivre et anticiper les évolutions potentielles, réorganiser les équipes opérationnelles, la protection des sites et des crises, etc. ;
- la mise en place de protocoles et de procédures de travail liés au service de santé au travail, aux ressources humaines et à la communication ;
- l'adaptation rapide des moyens de communication pour faciliter la transmission des informations au plus fort de la crise ;

- la flexibilité et la mobilisation pour assurer la logistique (en termes de masques, de gel désinfectant pour les mains, etc.) ;
- les compétences des acteurs en termes d'expertise en gestion de crise, de connaissance et de conscience des risques, ainsi que la capacité à prioriser les activités. La responsabilisation du personnel a également joué un rôle clé dans ce succès ;
- des compétences collectives permettant à l'ensemble du personnel de se mobiliser, de se coordonner pour trouver des solutions, etc. ;
- des compétences managériales qui favorisent le développement de dynamiques sociales et de pratiques managériales qui facilitent le fonctionnement et la prise de décision collective ;
- une organisation qui combine centralisation des décisions stratégiques et décentralisation des décisions opérationnelles, et qui s'est mise "au service" du travail réel du personnel.

Les enseignements de cette crise

Une centrale nucléaire n'est pas une installation comme les autres. La sûreté nucléaire est primordiale, et doit être toujours assurée, même dans un système dégradé comme ce fut le cas durant cette crise. Les résultats de sûreté ont été maintenus, voire améliorés. Le nombre d'événements a diminué. Ce n'est pas un hasard mais le résultat, entre autres, de la mise en place d'une charte de gestion, élaborée conjointement et partagée par tous les sites nucléaires. Du fait de l'épidémie du Covid 19, les marges de manœuvre pour la replanification des activités ont été notablement réduites, mais la résilience de l'organisation a facilité son adaptation à la situation.

Un point sur la sûreté était organisé de manière hebdomadaire avec WANO et l'AIEA, ce qui a aussi permis un partage des pratiques entre exploitants (centrales chinoises, allemandes, anglaises, espagnoles et d'autres pays européens).

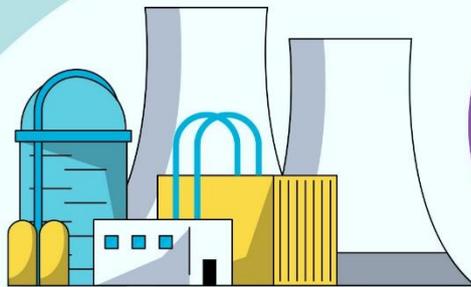
La priorité a toujours été donnée à la sécurité des installations, surtout dans un contexte complexe avec des mesures sanitaires strictes nécessaires pour protéger les travailleurs. Il était important de rester humble face à ce virus, et de maintenir une vigilance et une adaptation constantes pour éviter toute infection sur le lieu de travail. L'ensemble du personnel a acquis une culture sanitaire en plus de la culture radiologique.

La responsabilisation du personnel a joué un rôle clé dans le succès de la gestion de cette crise, ce qui amène à aller encore plus loin dans la démarche de changement des modes de gestion. Le développement des outils de communication collaboratifs doit aussi être poursuivi afin d'assurer le partage et la transmission d'informations en temps réel, adaptés à la gestion de crise.

L'importance de disposer d'une équipe spécifique de prospective est l'un des enseignements majeurs, et cela peut être adapté à d'autres sujets de crise sensibles tels que les cyberattaques ou les événements climatiques exceptionnels.

Focus 36: Un stress test inédit pour l'organisation de la sûreté nucléaire et de la radioprotection

Les mesures prises pendant la période d'urgence sanitaire ont fortement affecté les activités nucléaires. Les exploitants d'installations nucléaires de base (INB) ont activé leur plan de continuité d'activité et adapté leur organisation pour maintenir le niveau de sûreté des installations et garantir le respect des exigences réglementaires. Les acteurs du nucléaire médical ont également dû faire face à une situation sanitaire inédite. Durant cette période, l'ASN a adapté ses modalités de contrôle, en développant notamment des inspections à distance sur certains sujets.



Les exploitants et les responsables d'activité ont fait preuve d'une **bonne capacité d'adaptation**

Gestion de la crise sanitaire satisfaisante

- **Maintien du niveau de sûreté attendu**
- **Mise en œuvre d'un plan de continuité d'activité**

Adaptabilité organisationnelle : poursuite en télétravail de la préparation des dossiers attendus par l'ASN, dispositions efficaces pour assurer la disponibilité permanente de personnels de conduite qualifiés sur site.

Adaptabilité opérationnelle : maintien effectif des activités jugées prioritaires et essentielles (surveillance, contrôles de sûreté), report ou suppression des activités non essentielles, respect satisfaisant des prescriptions applicables en matière de sûreté et de radioprotection, etc.



ANNEXE F - Bibliographie

F.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.6, janvier 2018.
- /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/l-asn-informe/publications/rapports-de-l-asn/la-surete-nucleaire-et-la-radioprotection-en-france-en-2020>
- /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/ IRSN - Bilan de l'état radiologique de l'environnement français de 2018 à 2020
https://www.irsn.fr/FR/expertise/rapports_expertise/Documents/environnement/IRSN-ENV_Bilan-Radiologique-France-2018-2020.pdf
- /9/ Rapport national français sur la mise en œuvre des obligations de la Convention commune, 2020 :
<https://www.asn.fr/Media/Files/00-Convention-surete-nucleaire/Septieme-rapport-national-sur-la-mise-en-oeuvre-des-obligations-de-la-convention-commune-FR-2020>

F.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
- ASN : www.asn.fr
- IRSN : www.irsn.fr
- SFRO : www.sfro.org
- CEA : www.cea.fr
- EDF : www.edf.fr
- ILL : www.ill.fr
- Andra : www.Andra.fr
- AIEA : www.iaea.org

Réseau national de mesure de la radioactivité de l'environnement (RNM): www.mesure-radioactivite.fr

ANNEXE G - Liste des principales abréviations

AEN	Agence pour l'Énergie Nucléaire (OCDE)
AFCEM	Association française pour les règles de conception, de construction et de surveillance en exploitation des matériels des chaudières électro-nucléaires
AIEA	Agence internationale de l'énergie atomique
AIP	Activité importante pour la protection
ANDRA	Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs
ANCCLI	Association Nationale des Comités et Commissions Locales d'Information
ASG	Alimentation de secours des générateurs de vapeur
ASN	Autorité de sûreté nucléaire (France)
CEA	Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives
CEP	Contrôles et Essais Périodiques
CFH	(EDF) Consultant Facteurs Humains
CFSI	Risque d'éventuelles fraudes ou contrefaçons (définition AIEA)
CIPR	Commission internationale de protection radiologique
CIRES	(ANDRA) Centre industriel de regroupement, d'entreposage et de stockage
CLI	Commission locale d'information
CNPE	Centres nucléaires de production d'électricité
CODIRPA	Comité directeur pour la gestion de la phase post-accidentelle d'un accident nucléaire ou d'une situation d'urgence radiologique
CPP	Circuit primaire principal
CSA	(ANDRA) Centre de stockage de l'Aube
CSC	Corrosion sous contrainte
CSN	Convention sur la sûreté nucléaire
CSP	Circuit secondaire principal
CSPRT	Conseil supérieur de la prévention des risques technologiques
CTC	Centre technique de crise
DAC	Décret d'autorisation de création
DCN	(EDF) Division combustible nucléaire
DES	(CEA) Direction des énergies
DGSCGC	Direction générale de la sécurité civile et de la gestion des crises
DIPNN	Direction Ingénierie et Projets Nouveau Nucléaire
DPN	(EDF) Division production nucléaire
DPNT	(EDF) Direction de la production nucléaire et thermique
DSSN	(CEA) Direction de la sécurité et de la sûreté nucléaire
DUS	Diesel d'ultime secours

ECOT	(EDF) Programme d'examen de conformité des tranches
ECURIE	European Community Urgent Radiological Information Exchange
EDF	Électricité de France
EIP	Éléments importants pour la protection
ELC	Équipe locale de crise
ENSREG	Groupe des autorités de sûreté nucléaire des Etats Membres de l'Union Européenne
EPR	European Pressurised Reactor
EPRI	Electric Power Research Institute
EPS	Étude probabiliste de sûreté
ESPN	Équipement sous pression nucléaire
ESS	Événements significatifs pour la sûreté
ETC-L	(EDF) Équipe technique de crise locale
ETC-N	(EDF) Équipe technique de crise nationale
EVU	Système d'évacuation ultime de la chaleur du bâtiment réacteur
FARN	Force d'action rapide nucléaire
FIS	(EDF) Filière Indépendante de Sûreté
FOH	Facteurs organisationnels et humains
FRAMATOME	Anciennement AREVA-NP, chaudiériste nucléaire
GIAG	Guide d'intervention en accident grave
GPE	Groupe permanent d'experts
GPEC	Gestion prévisionnelle des emplois et des compétences
GPR	Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires
GV	Générateur de vapeur
HCTISN	Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire
HERCA	Association des chefs d'autorités européennes de radioprotection (Head of the European Radiological Protection Competent Authorities)
ICPE	Installations classées pour la protection de l'environnement
IGN	(CEA) Inspection générale et nucléaire
ILL	Institut Laue-Langevin
INB	Installation nucléaire de base
INES	Échelle internationale des événements nucléaires
INSAG	(AIEA) International Nuclear Safety Group
IRRS	Integrated Regulatory Review Service
IRSN	Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire
ITER	International Thermonuclear Experimental Reactor
MHI	Mitsubishi Heavy Industry
MSNR	Mission de la sûreté nucléaire et de la radioprotection

OPECST	Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques
ORANO	Anciennement AREVA-NC, entreprise du cycle du combustible
ORSEC (plan)	(Plan d') « Organisation de la réponse de sécurité civile »
OSART	Operational Safety Review Team
PCC	(EDF) Poste de commandement des contrôles
PCD	Poste de commandement direction
PCD-L	(CEA) Poste de commandement direction-local
PCD-N	(CEA) Poste de commandement direction-national
PCD-N	(EDF) Directeur de crise-national
PCL	(EDF) Poste de commandement local
PCM	(EDF) Poste de commandement des moyens
PCS	Plans communaux de sauvegarde
PPE	Programmation pluriannuelle de l'énergie
PPI	Plan particulier d'intervention
PTR (bâche)	Réservoir de refroidissement des piscines d'entreposage de combustibles
PUI	Plan d'urgence interne
PV	Procès-verbal
QSE (System)	(CEA/DES) Système de management intégré « Qualité, Santé/sécurité/sûreté, Environnement »
RANET	(AIEA) Réseau global d'assistance nucléaire (Global Nuclear Response Network)
RCC	Règles de conception et de construction
RDS	Rapport de sûreté
REP	Réacteur à eau sous pression
REX	Retour d'expérience
RFS	Règles fondamentales de sûreté
RGE	Règles générales d'exploitation
RHF	(Institut Laue-Langevin) Réacteur à haut flux
RIS	Circuit d'injection de sécurité
RJH	Réacteur Jules Horowitz
RNM	Réseau national de mesure de la radioactivité de l'environnement
RP	Réexamen périodique
RTE	Gestionnaire du réseau de transport d'électricité français
SGDSN	Secrétariat général de la défense et de la sécurité civile
SISERI	Système d'information de la surveillance de l'exposition aux rayonnements ionisants
SMI	Système de management de la sûreté intégré
SMR	petits réacteurs modulaires

SMS	Séisme majoré de sécurité
SOH	(EDF) démarche de prise en compte des aspects Socio-Organisationnels et Humain
SSC	Systèmes, structures et composants
STE	Spécifications techniques d'exploitation
TPR	Revue thématique européenne
TSN (loi)	Loi « Transparence et sécurité nucléaire »
UNIE	(EDF) Unité d'ingénierie d'exploitation
USIE	Unified System for information Exchange in Incidents and Emergencies
WANO	Association mondiale des exploitants nucléaires
WENRA	Association des responsables des Autorités de sûreté nucléaire des pays d'Europe