

France



CONVENTION SUR LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE

Huitième rapport national
établi en vue de la réunion d'examen de 2020

Août 2019

Crédit photo page de couverture de gauche à droite :

EDF - Marc Didier (Centrale nucléaire de Dampierre en Burly)

ASN - P. Beuf (EPR Flamanville)

ASN - P. Beuf (EPR Flamanville)

Table des matières

1.	Généralités.....	9
1.1	Objet du rapport.....	9
1.2	Installations concernées	9
1.3	Auteurs du rapport	10
1.4	Structure du rapport	10
1.5	Publication du rapport.....	10
2.	Politique nationale en matière de nucléaire.....	11
2.1	Politique en matière de sûreté nucléaire	11
2.2	Politique énergétique.....	12
3.	Résumé	13
3.1	Principales évolutions depuis le 7 ^e rapport national de la France	13
3.2	Perspectives en matière de sûreté pour les trois prochaines années	22
3.3	Les enjeux identifiés lors de la 7 ^e réunion d'examen	23
3.4	Mise en œuvre des principes de la déclaration de Vienne.....	24
4.	Article 4 : Mesures d'application	27
5.	Article 5 : Présentation des rapports.....	27
6.	Article 6 : Installations nucléaires existantes	28
6.1	Les installations nucléaires en France	28
6.2	Réévaluation de sûreté des installations nucléaires	30
7.	Article 7 : Cadre communautaire, législatif et réglementaire	36
7.1	Le cadre communautaire, législatif et réglementaire.....	36
7.2	Les procédures d'autorisation.....	41
7.3	Le contrôle des activités nucléaires.....	45
7.4	Les sanctions	49
8.	Article 8 : Organisme de réglementation.....	51
8.1	L'Autorité de sûreté nucléaire (ASN).....	51
8.2	Les appuis techniques de l'ASN.....	55
8.3	Les autres acteurs de la sûreté et de la radioprotection	56
9.	Article 9 : Responsabilité du titulaire d'une autorisation	59
9.1	La responsabilité première de la sûreté d'une INB.....	59
9.2	La transparence et l'information au public chez les exploitants	59
10.	Article 10 : Priorité à la sûreté.....	61
10.1	Les demandes de l'ASN	61

10.2	Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires	61
10.3	Les mesures prises pour les réacteurs de recherche	63
10.4	L'analyse et le contrôle de l'ASN.....	64
11.	Article 11 : Ressources financières et humaines	66
11.1	Les ressources financières.....	66
11.2	Les ressources humaines	69
12.	Article 12 : Facteurs humains	72
12.1	Les demandes de l'ASN	72
12.2	Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires	72
12.3	Les mesures prises pour les réacteurs de recherche	73
12.4	Le contrôle et l'analyse de l'ASN.....	74
13.	Article 13 : Assurance de la qualité	77
13.1	Les demandes de l'ASN	77
13.2	Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires	77
13.3	Les mesures prises pour les réacteurs de recherche	79
13.4	L'analyse et le contrôle de l'ASN.....	80
14.	Article 14 : Évaluation et vérification de la sûreté.....	82
14.1	Évaluation de sûreté avant la construction et la mise en service d'une INB.....	82
14.2	Évaluation et vérification de la sûreté durant l'exploitation.....	84
15.	Article 15 : Radioprotection.....	96
15.1	Réglementation et demandes de l'ASN.....	96
15.2	Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires	104
15.3	Les mesures prises pour les réacteurs de recherche	107
15.4	L'analyse et le contrôle de l'ASN.....	109
16.	Article 16 : Organisation pour les cas d'urgence	113
16.1	L'organisation générale pour les cas d'urgence.....	113
16.2	Les missions de l'ASN en situation d'urgence.....	119
16.3	Le rôle et l'organisation des exploitants de réacteurs	124
16.4	Les exercices de crise.....	127
16.5	Préparer les actions de protection du public	130
16.6	Appréhender les conséquences à long terme.....	131
17.	Article 17 : Choix de site.....	133
17.1	Demandes de l'ASN	133
17.2	Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires	134
17.3	Les mesures prises pour les réacteurs de recherche	140

17.4	L'analyse de l'ASN.....	141
18.	Article 18 : Conception et construction.....	145
18.1	Le concept de défense en profondeur	145
18.2	Qualification des technologies utilisées.....	147
18.3	Choix de conception.....	151
19.	Article 19 : Exploitation.....	157
19.1	La mise en service d'une INB	157
19.2	Le domaine d'exploitation des INB.....	161
19.3	Procédures d'exploitation, de maintenance, d'inspection et de test	163
19.4	La gestion des incidents et accidents.....	171
19.5	Les supports techniques.....	177
19.6	Les événements significatifs	179
19.7	La prise en compte du retour d'expérience.....	182
19.8	La gestion des déchets et du combustible utilisé.....	185
20.	Les mesures de coopération internationale	192
20.1	Les activités internationales de l'ASN	192
20.2	Les activités internationales de l'IRSN sur la sûreté nucléaire et la radioprotection	193
20.3	Les revues internationales par les pairs.....	194
20.4	Les activités internationales d'EDF sur la sûreté des réacteurs	194
20.5	Les activités internationales du CEA sur la sûreté des réacteurs.....	195
20.6	La participation française au groupe sur la sûreté et la sécurité nucléaires du G7.....	196
ANNEXE 1 –	Liste et localisation des réacteurs nucléaires en France	197
1.1.	Localisation des réacteurs nucléaires	197
1.2.	Liste des réacteurs électronucléaires.....	197
1.3.	Liste des réacteurs nucléaires de recherche	201
ANNEXE 2 –	Principaux textes législatifs et réglementaires.....	202
2.1.	Codes, lois et règlements	202
2.2.	Décisions réglementaires de l'ASN.....	203
2.3.	Règles fondamentales de sûreté et guides	206
ANNEXE 3 –	Organisation des exploitants de réacteurs nucléaires	211
3.1.	Organisation d'EDF pour les réacteurs nucléaires.....	211
3.2.	Organisation du CEA.....	216
3.3.	Organisation de l'ILL	217
ANNEXE 4 –	Surveillance de l'environnement	218

4.1. Nature de la surveillance des rejets des centrales nucléaires (sur la base des autorisations les plus récentes accordées par l'ASN).....	218
4.2. Nature de la surveillance autour des centrales nucléaires	221
4.3. Surveillance de l'exposition de la population et de l'environnement, quelques illustrations 221	
ANNEXE 5 – Bibliographie	223
ANNEXE 6 – Liste des principales abréviations.....	224

Liste des figures

Figure 1 : Différents niveaux de réglementation.....	36
Figure 2 : Structure du projet de nouvelle réglementation technique au 1 ^{er} juillet 2019	40
Figure 3 : Organisation générale de l'ASN.....	53
Figure 4 : Processus de réexamen périodique.....	85
Figure 5 : Fonctionnement du système SISERI (source IRSN).....	103
Figure 6 : Rôle de l'ASN en situation de crise nucléaire	120
Figure 7 : Schéma de l'organisation de crise de l'ASN.....	122
Figure 8 : Nombre d'exercices et de situations d'urgence.....	128
Figure 9 : Carte de France situant les réacteurs nucléaires en exploitation et en construction.....	197
Figure 10 : Organisation du groupe EDF SA.....	211
Figure 11 : Filière indépendante de sûreté (FIS).....	213
Figure 12 : Organisation générale du CEA depuis janvier 2018.....	217
Figure 13 : Bilan des rejets des centrales nucléaires en TBq et GBq par tranche (2008-2017).....	220

Liste des tableaux

Tableau 1 : Réexamens périodiques des paliers de réacteurs électronucléaires (vert : RP fait ; bleu : en cours de réalisation; jaune : en cours de préparation ; orange : non entamé).....	30
Tableau 2 : Législation et Réglementation des équipements sous pression.....	38
Tableau 3 : Mesures administratives et procès-verbaux concernant les INB transmis au procureur de la République.....	50
Tableau 4 : Rejets radioactifs liquides et gazeux annuels moyens par réacteur.....	106
Tableau 5 : Bilan de la dosimétrie passive externe sur l'exercice 2016-2018.....	108
Tableau 6 : Positionnement des différents acteurs en situation d'urgence radiologique.....	114
Tableau 7 : Inspections réalisées sur le site de construction du réacteur n° 3 de Flamanville.....	155
Tableau 8 : Évolution du nombre d'événements significatifs classés sur l'échelle INES dans les centrales nucléaires d'EDF de 2013 à 2018.....	181
Tableau 9 : Évolution du nombre d'événements significatifs par domaine dans les centrales nucléaires d'EDF de 2013 à 2018.....	182
Tableau 10 : Réacteurs électronucléaires en exploitation et en construction.....	198
Tableau 11 : Réacteurs de recherche en exploitation, au sens administratif, et en construction.....	201
Tableau 12 : Liste des décisions réglementaires de l'ASN à fin 2018.....	203
Tableau 13 : Liste des guides de l'ASN en projet.....	210
Tableau 14 : Surveillance réglementaire des rejets liquides d'une centrale nucléaire.....	218
Tableau 15 : Surveillance réglementaire des rejets gazeux d'une centrale nucléaire.....	219
Tableau 16 : Nature de la surveillance autour des centrales nucléaires.....	221
Tableau 17 : Liste des principales abréviations.....	224

A - Introduction

1. Généralités

1.1 *Objet du rapport*

La Convention sur la sûreté nucléaire, dénommée ci-après « Convention », a été un des résultats de discussions internationales engagées en 1992 dans le but de contribuer à maintenir un niveau élevé de sûreté nucléaire dans le monde entier. La Convention fixe un certain nombre d'objectifs en matière de sûreté nucléaire et définit des mesures visant à les atteindre. La France a signé la Convention le 20 septembre 1994, jour où cette Convention a été ouverte à la signature durant la Conférence générale de l'AIEA, et l'a approuvée le 13 septembre 1995. La Convention est entrée en vigueur le 24 octobre 1996.

La France participe activement, depuis de nombreuses années, aux actions internationales visant à renforcer la sûreté nucléaire. Elle considère la Convention sur la sûreté nucléaire comme un outil important pour atteindre ce but. Les domaines abordés par la Convention font partie depuis longtemps de la démarche française de sûreté nucléaire.

L'objet de ce huitième rapport, établi conformément à l'article 5 de la Convention et qui couvre la période de 2016 à mi-2019, est de présenter les mesures prises par la France pour remplir chacune des obligations de la Convention.

1.2 *Installations concernées*

En tant que telle, la Convention s'applique aux réacteurs électronucléaires. Néanmoins, la France a décidé de présenter également dans ce huitième rapport, comme elle l'avait fait dans les précédents, les mesures prises pour l'ensemble des réacteurs de recherche.

En effet, en France les réacteurs de recherche sont soumis à la même réglementation générale que les réacteurs électronucléaires en ce qui concerne la sûreté nucléaire et la radioprotection. Par ailleurs, dans le cadre des rapports pour la Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs, à laquelle la France est partie contractante, il a été rendu compte des mesures prises dans ces domaines respectifs pour les réacteurs de recherche. Enfin, le Conseil des gouverneurs de l'AIEA, où siège la France, a approuvé en mars 2004 le *Code de conduite sur la sûreté des réacteurs de recherche*, lequel reprend la plupart des stipulations de la présente Convention.

Dans ce rapport, l'acronyme INB (Installation nucléaire de base) est utilisé pour représenter toutes les installations nucléaires françaises dans leur globalité (réacteurs électronucléaires, réacteurs de recherche, installations du cycle du combustible, laboratoires de recherche, centres de stockage de déchets radioactifs, etc.). Cet acronyme concerne donc aussi des installations en dehors du champ couvert par ce rapport car les dispositions de certains textes législatifs français s'appliquent à toutes les INB sans distinction.

1.3 Auteurs du rapport

Ce rapport a été établi par l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN), qui a joué le rôle de coordinateur, avec des contributions, d'une part, de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) et, d'autre part, des exploitants de réacteurs nucléaires, Électricité de France (EDF), le Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA), l'Institut Laue – Langevin (ILL) et ITER Organization. La version finale a été achevée en juillet 2019 après consultation des parties françaises concernées.

1.4 Structure du rapport

Pour ce rapport, la France a tenu compte de l'expérience acquise avec les sept précédents : c'est un rapport autonome, construit principalement à partir de documents existants et reflétant les points de vue de l'Autorité de sûreté nucléaire et des exploitants. Ainsi, pour chacun des chapitres où l'ASN n'est pas seule à s'exprimer, une structure en trois parties est adoptée : d'abord une description de la réglementation par l'ASN, ensuite une présentation par les exploitants des dispositions prises pour satisfaire à la réglementation et enfin une analyse par l'ASN des dispositions prises par les exploitants.

Ce rapport est structuré selon les principes directeurs concernant les rapports nationaux. La présentation est faite « 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 dans un cadre grisé. Après l'introduction, présentant quelques éléments généraux ainsi que la politique nationale en matière de nucléaire, le résumé donne une description des principales évolutions depuis le septième rapport national et des perspectives de sûreté pour les trois prochaines années. En complément, il indique aussi les références des paragraphes de ce rapport qui traitent des enjeux issus du dernier cycle d'examen de la Convention : six enjeux pour la France, neuf sujets à enjeu commun dont les deux sujets retenus pour les sessions thématiques de la 8^e réunion d'examen (i.e. la gestion du vieillissement et la culture de sûreté). La partie C traite des dispositions générales (chapitres 4 à 6), la partie D résume la législation et la réglementation (chapitres 7 à 9), la partie E est consacrée aux considérations générales de sûreté nucléaire (chapitres 10 à 16), la partie F présente la sûreté des installations (chapitres 17 à 19), et enfin la partie G présente les mesures de coopération internationale (chapitre 20). Le rapport est enfin complété par quatre annexes.

1.5 Publication du rapport

La Convention sur la sûreté nucléaire ne prévoit pas d'obligation relative à la communication au public des rapports nationaux. Néanmoins, au titre de sa mission d'information du public et dans un souci permanent d'améliorer la transparence sur ses activités, l'ASN rend public le rapport national français. C'est ainsi que ce rapport est disponible, en langue française et en langue anglaise, sur son site Internet (www.asn.fr), ainsi que les questions/réponses afférentes au rapport.

2. Politique nationale en matière de nucléaire

2.1 Politique en matière de sûreté 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 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.

Les réacteurs électronucléaires français entrant dans le champ de la Convention ont été construits et sont aujourd'hui exploités par un opérateur unique, Électricité de France (EDF). Les réacteurs de recherche ont été construits et sont exploités par le CEA à l'exception d'un seul, le réacteur à haut flux (RHF), qui est exploité par l'Institut Laue-Langevin (ILL). L'installation ITER est encore en construction à ce jour.

La loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 *relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire*, dite « loi TSN », ainsi que ses textes d'application, ont rénové en profondeur la législation et la réglementation concernant la sûreté nucléaire des installations nucléaires.

Le Gouvernement fixe par décret ou par arrêté la réglementation générale s'appliquant aux activités nucléaires. Il prend les décisions individuelles majeures, en nombre limité, concernant les grandes installations nucléaires, notamment les autorisations de création et de démantèlement. Ses actes sont pris sur avis de l'ASN, avis rendus publics.

La loi TSN a également créé l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN), autorité administrative indépendante, chargée d'une part, de contrôler, au nom de l'État, la sûreté nucléaire et la radioprotection pour protéger les travailleurs, les patients, le public et l'environnement des risques liés aux activités nucléaires civiles et d'autre part d'informer le public.

La loi n° 2015-992 du 17 août 2015 *relative à la transition énergétique pour la croissance verte*, dite « loi TECV », a permis notamment de renforcer le cadre législatif de la sûreté nucléaire et l'information des citoyens et d'encadrer par voie réglementaire le recours aux prestataires et à la sous-traitance au sein des INB pour les activités présentant des enjeux importants pour la sûreté, selon un dispositif gradué. Enfin, le dispositif relatif au démantèlement a été rénové pour inscrire dans la loi le principe de démantèlement au plus tôt. Il est notamment prévu qu'une installation arrêtée pendant deux ans soit considérée comme arrêtée définitivement, sauf cas particulier validé par le ministre chargé de la sûreté nucléaire sans toutefois dépasser une durée de cinq ans.

L'ordonnance n° 2016-128 du 10 février 2016 portant diverses dispositions en matière nucléaire permet de renforcer le contrôle de la sûreté nucléaire et de la sécurité des sources radioactives ou des matières nucléaires contre les actes de malveillance.

Cette ordonnance, prise en application de la loi TECV, renforce les moyens de contrôle et les pouvoirs de sanction de l'Autorité de sûreté nucléaire, en dotant l'autorité d'outils plus gradués, tels que les amendes et astreintes administratives, créant une commission des sanctions qui sera chargée de prononcer les amendes. L'autorité peut également désormais contrôler les exploitants nucléaires en dehors du strict périmètre des installations.

L'ordonnance institue ensuite une obligation nouvelle de protection physique des sources radioactives afin d'en prévenir le vol et l'utilisation malveillante. Ce dispositif est contrôlé par l'Autorité de sûreté

nucléaire. Elle dote en outre le Haut fonctionnaire de défense et de sécurité du MTES de pouvoirs de contrôle renforcés et gradués, afin de garantir que les opérateurs nucléaires assurent une protection efficace des matières nucléaires contre les risques de vol et d'utilisation malveillante.

2.2 Politique énergétique

Pour répondre aux défis climatiques et énergétiques majeurs auxquels elle devra faire face dans les décennies à venir, la France s'est engagée dans une transition énergétique, déclinée par la loi TECV, qui repose, d'une part, sur la sobriété et l'efficacité énergétiques, d'autre part, sur la diversification des sources de production et d'approvisionnement, avec le développement des énergies renouvelables. La loi TECV fixe ainsi des grands objectifs à moyen et long termes.

La Programmation Pluriannuelle de l'Energie (PPE) fixe comme objectif l'atteinte de 50% d'électricité d'origine nucléaire dans le mix énergétique en 2035. Cette réduction de la part du nucléaire sera réalisée sans nouveau projet de centrales thermiques à combustibles fossiles et ne conduira pas à une augmentation des émissions de gaz à effet de serre de la production électrique française. Pour atteindre ces objectifs, les orientations suivantes sont retenues :

- la fermeture de 14 réacteurs nucléaires de 900MW, dont les deux réacteurs de Fessenheim ;
- le calendrier de fermeture des centrales respectera les échéances de 5e visite décennale des réacteurs concernés, à l'exception de 2 réacteurs qui fermeront dans la deuxième période de la PPE en 2027 et en 2028, sous réserve du respect du critère de sécurité d'approvisionnement ;
- si certaines conditions relatives au prix de l'électricité et à l'évolution du marché de l'électricité à l'échelle européenne sont remplies, la fermeture de deux réacteurs additionnels pourra intervenir à l'horizon 2025-2026, sur la base d'une décision à prendre en 2023 ;
- la stratégie de traitement-recyclage du combustible nucléaire sera préservée sur la période de la PPE et au-delà, jusqu'à l'horizon des années 2040. A cette fin, le moxage d'un certain nombre de réacteurs 1300 MW sera entrepris et des études seront menées en vue du déploiement du multirecyclage des combustibles dans les réacteurs du parc actuel.

La loi vise également à permettre le pilotage du mix électrique par le biais de l'autorisation d'exploiter des installations de production électrique. Une telle autorisation ne sera délivrée que si l'installation est compatible avec les objectifs de la loi et la programmation pluriannuelle de l'énergie (PPE). En particulier, toute nouvelle autorisation d'exploiter une installation de production d'électricité d'origine nucléaire devra respecter le plafonnement à son niveau actuel de la capacité de production nucléaire (63,2 GW) inscrit dans la loi.

B - Résumé

3. Résumé

3.1 Principales évolutions depuis le 7^e rapport national de la France

3.1.1 Évolution du cadre communautaire, législatif et réglementaire

La « loi TSN » de 2006 et ses textes d'application (décret n° 2019-190 du 14 mars 2019 – cf. annexe 2, § 2.1 -, arrêté « INB » du 7 février 2012 - cf. § 7.1.3.1.2 - et décisions réglementaires de l'ASN) fixent un cadre de travail et d'intervention rigoureux dans lequel se poursuit l'intégration des « niveaux de référence » de WENRA, l'association des responsables des Autorités de sûreté nucléaire des pays d'Europe.

L'ordonnance n° 2016-128 du 10 février 2016 portant diverses dispositions en matière nucléaire comprend les dispositions de nature législative pour la transposition de la directive du 8 juillet 2014 et des dispositions qui renforcent le contrôle en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection, en étendant les pouvoirs de contrôle et de sanction de l'ASN (cf. § 7.1).

En particulier, l'ordonnance n° 2016-128 du 10 février 2016 prévoit que la réglementation relative à la sûreté nucléaire et à son contrôle soit maintenue et améliorée (article L. 591-2 du code de l'environnement). En outre, ce code (article L. 591-6) impose désormais à l'État d'organiser tous les dix ans au moins des autoévaluations périodiques de sa réglementation et de son autorité de contrôle (l'ASN) et de se soumettre à un examen international par des pairs en vue de l'amélioration continue de la sûreté nucléaire. Cette obligation, qui figurait déjà dans le règlement intérieur de l'ASN, relève désormais de la loi. Ces évaluations seront organisées conjointement par les ministres chargés de la sûreté nucléaire ou de la radioprotection et par l'ASN. Elles prennent la forme de missions « IRRS » comme indiqué aux § 10.4.1 et 20.3. Enfin, les articles L. 591-7 et L. 591-8 du code de l'environnement prévoient, d'une part, que des revues thématiques en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection seront organisées tous les six ans par l'État sous la forme d'évaluations nationales suivies d'examen par les pairs et, d'autre part, qu'un examen international par les pairs sera organisé en cas d'accident. Ces évaluations et examens croisés seront organisés conjointement par les ministres chargés de la sûreté nucléaire, de la radioprotection, de la sécurité civile et par l'ASN. Par ailleurs, le décret n° 2018-437 du 4 juin 2018 est venu renforcer la protection des travailleurs en termes de radioprotection.

La réglementation française qui impose un réexamen périodique tous les dix ans des installations nucléaires et les objectifs fixés par l'ASN dans le cadre des réexamens périodiques en cours répondent aux objectifs décrits au § 3.4 pour les réacteurs existants (réexamen périodique, prises en compte des normes pertinentes et des bonnes pratiques) de la déclaration de Vienne sur la sûreté nucléaire, ainsi qu'aux exigences de la directive 2014/87/Euratom du Conseil du 8 juillet 2014.

Le décret n° 2019-190 du 14 mars 2019 a actualisé et codifié dans le code de l'environnement les dispositions applicables aux INB, au transport de substances radioactives et à la transparence en matière nucléaire dans le code de l'environnement issues de huit décrets relatifs aux INB et à la transparence en matière nucléaire (cf. § 2.1 de l'annexe 2). Le décret modifie les procédures réglementaires relatives aux INB qui étaient jusqu'alors régies par le décret du 2 novembre 2007 dit « procédures INB » afin, notamment, de les articuler avec les nouvelles exigences réglementaires liées à l'évaluation environnementale des projets, résultant de l'ordonnance du 3 août 2016 et son décret d'application du 11

août 2016 qui transposent une directive communautaire concernant l'évaluation des incidences de certains projets publics et privés sur l'environnement.

Par ailleurs, le décret :

- complète les dispositions relatives aux Commissions locales d'information (CLI) en application de l'article 123 de la loi de transition énergétique pour la croissance verte (LTECV) du 17 août 2015, dans le but notamment d'inclure dans les CLI concernées des membres issus d'États étrangers si le site de l'INB est localisé dans un département frontalier ;
- définit les modalités de renouvellement du collège de l'ASN, à l'exception de son président, par moitié tous les trois ans en application de la loi n° 2017-55 du 20 janvier 2017 portant statut général des autorités administratives indépendantes et des autorités publiques indépendantes ;
- définit le fonctionnement de la commission des sanctions de l'ASN instituée par l'ordonnance n° 2016-128 du 10 février 2016 portant diverses dispositions en matière nucléaire et préciser les procédures donnant lieu à des amendes administratives ;
- clarifie le régime applicable des INB comportant des équipements ou installations relevant de la directive 2010/75/UE du 24 novembre 2010 relative aux émissions industrielles (dite « directive IED »), ainsi que le régime des INB relevant de la directive 2012/18/UE du 4 juillet 2012 concernant la maîtrise des dangers liés aux accidents majeurs impliquant des substances (dite « directive SEVESO 3 ») en application de l'ordonnance n° 2016-128 du 10 février 2016 portant diverses dispositions en matière nucléaire.

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

Afin d'exercer ses responsabilités et de 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. Elle exerce sa mission de contrôle en utilisant, de manière 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 des activités nucléaires pour les personnes et l'environnement. L'ambition de l'ASN est d'exercer un contrôle reconnu par les citoyens et constituant une référence internationale.

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, à trois ans et d'une nouvelle politique de contrôle, qui est mise en œuvre au quotidien depuis 2018. La politique de contrôle ainsi définie met l'accent sur le renforcement d'une approche graduée du contrôle. Deux paramètres doivent être pris en compte pour évaluer les priorités du contrôles : d'une part, les risques intrinsèques que présentent les activités pour les personnes et l'environnement, d'autre part, le comportement des responsables d'activité et les moyens qu'ils mettent en œuvre pour maîtriser ces risques.

Le système de management de la qualité (SMQ) favorise l'implication de tous pour l'accomplissement des missions de l'ASN. Sous l'impulsion du Collège et de la direction générale, le SMQ a pour objectifs :

- de définir les modalités d'accomplissement de nos missions : le SMQ établit des règles claires et partagées ; Il favorise la cohérence de notre action sur le territoire et l'exercice des responsabilités de chacun au quotidien ;
- d'améliorer l'efficacité de notre action : des dispositifs d'écoute, d'audits, de revue permettent d'identifier des axes d'amélioration et des bonnes pratiques pour l'accomplissement de nos missions.

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

L'ASN consulte régulièrement le public sur ses projets de décision. L'ASN avait impliqué le public dès 2016 pour l'élaboration de sa position sur les « grands objectifs » définis par EDF, la démarche se poursuit dans le cadre de la préparation de son avis générique qui concernera tous les réacteurs de 900 MWe, dont la publication est prévue fin 2020.

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^{ème} année de fonctionnement afin de recueillir l'avis du public sur les conditions de poursuite du fonctionnement de ces réacteurs de 900 MWe, en ligne et lors des réunions locales de concertation. La conduite de la concertation a reposé sur une pluralité d'acteurs (HCTISN, ASN, IRSN, EDF, ANCCLI, CLI)

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

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.

3.1.4 Surveillance de l'environnement

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, associations 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, a été publié le bilan 2015-2017 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 de ces données, l'exposition radiologique des populations a aussi été évaluée, avec notamment des doses aux populations dans l'environnement proche des centrales nucléaires de l'ordre de 1 microsievert par an (1 μ Sv/an), soit le millième de la limite réglementaire (1 000 μ Sv/an).

3.1.5 Evolutions à la suite des réévaluations de sûreté

Les principaux résultats des réévaluations de sûreté des installations nucléaires, que ce soit au terme de processus de réexamen périodique (RP) ou lors de la mise en œuvre de modifications, sont présentés au § 6.2.

Pour les réacteurs électronucléaires, les principaux thèmes sont :

- le renforcement de la tenue sismique ;
- la maîtrise des risques induits par les gaz explosifs ;

- la robustesse des sites vis-à-vis des agressions externes d'origine naturelle et des perturbations électriques ;
- l'amélioration de la prévention des situations d'accident grave ;
- la limitation des risques de vidange rapide des piscines d'entreposage du combustible usé ;
- l'amélioration de la gestion des accidents graves ;
- la qualification des matériels en conditions post-accidentelles.

4^e réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe (RP4)

Pour le 4^e réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, l'ASN a fixé comme objectif à EDF de s'inscrire dans une démarche d'amélioration continue de la sûreté, et en particulier de prendre en compte les meilleures pratiques internationales (notamment les travaux de l'association WENRA) ainsi que l'évolution des connaissances et les règles applicables aux nouveaux réacteurs.

L'ASN a pris position en avril 2016 sur l'orientation du programme générique d'études après avoir consulté le public sur les projets de demandes de compléments à adresser à EDF concernant les études et vérifications à réaliser.

L'ASN mène actuellement l'instruction des études génériques liées à ce réexamen. C'est en particulier le cas des méthodes pour la vérification de la conformité des installations et la maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence et pour la résistance mécanique des cuves, 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. Ces dossiers seront soumis à l'avis du GPR ou du GPESPN. L'ASN prévoit de prendre position sur les études génériques liées à ce réexamen en fin d'année 2020 après avoir recueilli l'avis du GPR sur le bilan du réexamen en 2020.

Le réacteur n°1 de Tricastin sera le premier à effectuer son quatrième réexamen périodique prévu en 2019. Le dernier réexamen périodique RP4 d'un réacteur de 900 MWe est prévu pour 2030.

3^e réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe (RP3)

L'ASN s'est prononcée de manière générique en 2011 sur les orientations du réexamen périodique associées aux RP3 des réacteurs de 1300 MWe et en 2015 sur la poursuite de leur fonctionnement au-delà de leur RP3. Plus de quatre-vingt modifications ont été définies permettant notamment d'améliorer la robustesse des sites vis-à-vis des agressions externes d'origine naturelle (refroidissement des locaux et des systèmes) ainsi que les dispositions de prévention des accidents ou de limitation de leurs conséquences (réalimentation de bâches, réduction des conséquences en cas de RTGV, réduction du risque de vidange de la piscine BK, alcalinisation des puisards par des paniers de tétraborate...).

Fin 2018, 6 réacteurs ont réalisé leur visite décennale et intégré les modifications associées au RP3. Le dernier réexamen périodique RP3 d'un réacteur de 1300 MWe est prévu pour fin 2024.

2nd réexamen périodique des réacteurs de 1450 MWe (RP2)

L'ASN s'est prononcée en 2015 sur les orientations du réexamen périodique associées aux deuxièmes réexamens périodiques des réacteurs de 1450 MWe.

Plus de cinquante modifications ont été définies permettant notamment d'améliorer la robustesse des sites vis-à-vis des agressions externes d'origine naturelle (refroidissement des locaux et des systèmes) ainsi que les dispositions de prévention des accidents ou de limitation de leurs conséquences

(réalimentation de bâches, réduction des conséquences en cas de RTGV, réduction du risque de vidange de la piscine BK, alcalinisation des puisards par des paniers de tétraborate, mesure de détection de la percée de la cuve...)

Le réacteur n° 2 de Chooz B a été le premier à effectuer son RP2, en 2019. Le dernier RP2 d'un réacteur de 1450 MWe est prévu pour fin 2022.

Réacteurs de recherche

Pour les réacteurs de recherche, les réévaluations de sûreté portent principalement sur les domaines suivants :

- la tenue au séisme ;
- la protection contre l'incendie ;
- le confinement des substances radioactives ;
- l'amélioration de la gestion des aspects communs à plusieurs installations d'un même site.

Par ailleurs, une approche plus homogène de la sûreté a été développée ces dernières années pour ces installations d'une grande diversité, inspirée des règles applicables aux réacteurs de puissance. Cette approche concerne en particulier l'analyse de sûreté par « conditions de fonctionnement » (événements initiateurs postulés) et le classement de sûreté des matériels associés. Elle a conduit à des progrès importants en matière de sûreté.

3.1.6 Evolutions à la suite de la mise en œuvre des actions post-Fukushima

Sur la base des conclusions des tests de résistance (Stress tests) menés aux niveaux européen et national, l'ASN a pris un ensemble de décisions en date du 26 juin 2012 (EDF et CEA) et du 10 juillet 2012 (ILL).

REP

À la suite de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, l'ASN a adopté un ensemble de décisions en date du 26 juin 2012, demandant à EDF de mettre en place:

- un noyau dur de dispositions matérielles et organisationnelles visant à :
 - prévenir un accident avec fusion du combustible ou en limiter la progression,
 - limiter les rejets radioactifs massifs,
 - permettre à l'exploitant d'assurer les missions qui lui incombent dans la gestion d'une crise.
- un centre de crise local, permettant de gérer une crise sur l'ensemble du site nucléaire en cas d'agression externe extrême ;
- une force d'action rapide nucléaire (FARN – cf. § 16.3.1.2), permettant, sur la base de moyens mobiles extérieurs au site, d'intervenir sur un site nucléaire en situation accidentelle ;
- un ensemble d'actions correctives ou d'améliorations (notamment l'acquisition de moyens de communication et de protection radiologique complémentaires, la mise en place d'instrumentations complémentaires, la prise en compte de risques d'agression internes et externes de manière étendue, l'amélioration de la prise en compte des situations d'urgence).

Pour prendre en compte les contraintes liées à l'ingénierie de ces grands travaux mais aussi au besoin d'apporter au plus tôt les améliorations post Fukushima, leur mise en place est organisée par EDF en trois phases (cf. § 6.2.1.2, 14.2.1.6 pour les réacteurs en service).

- Phase 1 (2012-2015) : mise en place de dispositions temporaires ou mobiles visant à renforcer la prise en compte des situations principales de perte totale de la source froide ou de perte des alimentations électriques.
- Phase 2 (2015 - 2021) : mise en œuvre des moyens définitifs de conception et d'organisation robustes aux agressions extrêmes, notamment les éléments fondamentaux du noyau dur, visant à faire face aux situations principales de perte totale de la source froide ou de perte des alimentations électriques au-delà des référentiels de sûreté en vigueur.
- Phase 3 (à partir de 2019 à l'occasion des réexamens périodiques) : cette phase vient compléter la phase 2 notamment pour améliorer le taux de couverture des scénarii d'accidents potentiels pris en compte.

Réacteurs de recherche

Dans le cadre du retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, l'ILL a mis en place d'importants renforcements, dont un poste de contrôle de secours, bunkerisé et situé à une hauteur suffisante vis-à-vis d'une inondation extrême.

La mise en œuvre de locaux de gestion de crise des centres du CEA de Cadarache, de Marcoule et de Saclay robustes en cas de situations extrêmes n'est pas terminée, et doit se poursuivre dans les années à venir.

3.1.7 Principaux événements sur la période

L'année 2017 a été marquée par quatre événements significatifs au niveau 2 sur l'échelle INES, ayant chacun affecté plusieurs réacteurs. Il faut souligner en particulier l'événement relatif au défaut de résistance de la digue du canal de Donzère-Mondragon protégeant la centrale nucléaire du Tricastin. Cet événement a conduit l'ASN à imposer à EDF, en septembre 2017, la mise à l'arrêt provisoire des quatre réacteurs de la centrale dans les délais les plus courts. En décembre 2017, après les investigations et les réparations menées par EDF, l'ASN a considéré que l'état de la digue du canal de Donzère-Mondragon, permettait le redémarrage des réacteurs de la centrale nucléaire du Tricastin.

Les trois autres événements classés au niveau 2 sur l'échelle INES mettent en cause la disponibilité de certains systèmes importants pour la sûreté des installations, tels que les systèmes électriques ou la source froide. Certains écarts identifiés sont liés à la conception des équipements, d'autres à leur montage ou à leur maintenance. Ces éléments mettent en lumière les difficultés d'EDF pour s'assurer de la conformité de ses installations et la maintenir dans le temps. Ces difficultés soulignent également la nécessité de poursuivre les revues de conception engagées : celles-ci portent en effet leurs fruits en mettant en évidence des anomalies présentes parfois depuis la construction des réacteurs. La détection de ces écarts renvoie aussi à des insuffisances dans les programmes de maintenance de certains équipements. L'ASN considère par ailleurs qu'EDF doit renforcer ses actions et ses processus de décisions lors du traitement des écarts.

3.1.8 Les suites de la détection d'anomalies techniques liées aux ségrégations du carbone

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

- **EPR de Flamanville** : 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. L'ASN a rendu son avis le 10 octobre 2017 sur cette anomalie. Elle a ainsi indiqué considérer que cette anomalie n'était pas de nature, sous certaines réserves, à remettre en cause la mise en service de la cuve. L'ASN a par la suite autorisé la mise en service et l'utilisation de la cuve du réacteur 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 à fin 2024 l'utilisation du couvercle actuel.
- **Parc électronucléaire en exploitation** : à la suite de la détection de cette anomalie, EDF a informé l'ASN que des fonds primaires de GV équipant 18 réacteurs en exploitation, fabriqués par l'usine Creusot Forge et Japan Casting and Forging Corporation (JCFC), étaient également concernés par la problématique de ségrégation du carbone. La réalisation des contrôles réalisés par EDF, notamment ceux prescrits par l'ASN le 18 octobre 2016, a nécessité la mise à l'arrêt de 5 réacteurs et se sont achevés début 2017. Ils ont permis à EDF de justifier l'absence de risque de rupture des fonds primaires des 46 GV concernés. Les hypothèses conservatives prises par EDF dans les calculs de tenue à la rupture l'ont conduit à modifier les conditions d'exploitation des 18 réacteurs concernés. Un programme expérimental est actuellement en cours afin de caractériser plus précisément les propriétés mécaniques des fonds primaires affectés par les ségrégations de carbone. Ce programme doit se poursuivre jusqu'en 2020.

3.1.9 L'évolution des activités de contrôle face au risque de fraude

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. Elle 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. Elle a également demandé aux industriels de renforcer leurs actions dans ce domaine.

A cet égard, EDF a mis en place des dispositions spécifiques visant à prévenir et détecter les risques de CFSI (cf. § 13.2).

L'ASN suit tous les cas de fraude potentielle, portés à sa connaissance par les exploitants ou des lanceurs d'alerte. Une réflexion est engagée, à la lumière des cas concrets rencontrés, pour en dégager des pistes de contrôle permettant de réduire le risque de fraude.

La revue par EDF et Framatome des dossiers de fabrication de l'ensemble des équipements forgés à l'usine du Creusot a été achevée en 2018. L'analyse par l'ASN de cette revue menée pour chaque réacteur n'a pas mis en évidence de nouvel écart préjudiciable à leur sûreté et donc nécessitant des actions correctives préalables à l'autorisation de leur redémarrage. Certains contrôles ou essais complémentaires restent toutefois à réaliser.

3.1.10 L'EPR

L'ASN a fixé des prescriptions relatives à la conception, à la construction et aux essais de démarrage du réacteur 3 de la centrale nucléaire de Flamanville et à l'exploitation des deux réacteurs 1 et 2 à proximité du chantier.

Les principales actions de contrôle par l'ASN portent sur :

- le contrôle des activités de construction, de montage et d'essais sur le site du réacteur 3 de Flamanville ;
- le contrôle des activités d'ingénierie de l'EPR de Flamanville ;
- l'inspection du travail sur le chantier de construction du réacteur 3 de Flamanville.

Enfin, l'ASN assure le contrôle de la fabrication des ESPN qui feront partie des circuits primaire et secondaires de la chaudière nucléaire.

Le 19 mars 2015, EDF a transmis à l'ASN la demande d'autorisation de mise en service de Flamanville 3. L'ASN a mené avec l'IRSN, son appui technique, un examen de cette demande. Entre 2014 et 2018, sept réunions du GPR ont été dédiées à Flamanville 3. Elles ont été consacrées aux études probabilistes de sûreté de niveau 1, aux principes de classement de sûreté, à l'adéquation entre les moyens de conduite du réacteur et l'organisation de l'équipe de conduite, aux accidents graves et à leurs conséquences radiologiques, à la conception des systèmes de sûreté et la protection contre les effets des agressions internes et externes, à l'examen du rapport de sûreté et à la sûreté des opérations d'entreposage et de manutention d'assemblages de combustible.

Le 26 juillet 2018, l'ASN a autorisé EDF à utiliser de la vapeur contenant du tritium en provenance des réacteurs 1 et 2 de la centrale nucléaire de Flamanville, en complément ou en substitution des autres sources de production de vapeur présentes sur le site (chaudières auxiliaires et chaudières provisoires), pour la préparation et la réalisation des essais à chaud. L'introduction de tritium dans l'installation nécessite une autorisation qualifiée « d'autorisation de mise en service partielle » en application de l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances radioactives. Cette autorisation est limitée pour la période correspondant au délai nécessaire pour la réalisation de ces essais. Elle soumet la première mise en pression des circuits secondaire principaux, dont certaines soudures présentent des défauts, à l'accord préalable de l'ASN.

En effet, l'ASN a été informée par EDF au début de l'année 2017 d'écarts survenus lors du soudage des tuyauteries principales d'évacuation de la vapeur, en exclusion de rupture, du réacteur EPR de Flamanville. En juillet 2018, EDF s'est engagée à remettre à niveau les soudures concernées par les écarts identifiés, à l'exception des huit soudures situées au niveau de l'espace entre les deux enceintes du bâtiment réacteur, qui sont plus difficiles d'accès. EDF a transmis à l'ASN, en décembre 2018, un dossier visant à justifier que la qualité de ces huit soudures est suffisante et permet d'exclure leur rupture avec un haut niveau de confiance. Les conclusions de l'instruction du dossier d'EDF menée par l'ASN, avec l'appui de l'IRSN, ont été présentées au groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires les 9 et 10 avril 2019, qui a considéré que les nombreux écarts affectant ces huit soudures constituent des obstacles majeurs à l'application d'une démarche d'exclusion de rupture et qu'EDF doit réparer ces huit soudures pour les mettre en conformité, ou renoncer à la démarche d'exclusion de rupture les concernant en apportant des modifications au réacteur permettant de prendre en compte de telles ruptures dans sa démonstration de sûreté.

En juin 2019, EDF a sollicité l'avis de l'ASN sur la possibilité de réparer ces soudures vers 2024, après la mise en service du réacteur. Dans son courrier du 19 juin 2019, l'ASN note que la remise en conformité des soudures de traversées avant la mise en service du réacteur est techniquement réalisable. Le report des opérations de réparation après la mise en service du réacteur soulèverait plusieurs difficultés, notamment au regard de la justification de la sûreté du réacteur durant la période transitoire. L'ASN

considère donc que la réparation des soudures concernées avant la mise en service du réacteur constitue la solution de référence.

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. En s'appuyant sur l'analyse des dossiers, transmis par Framatome et des éléments techniques complémentaires fournis par EDF, menée par sa direction des équipements sous pression nucléaires et son appui technique l'IRSN, sur les avis de son groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires et du Conseil supérieur de la prévention des risques technologiques, ainsi que sur les observations recueillies lors de la consultation du public, l'ASN a rendu un avis le 10 octobre 2017 sur cette anomalie. Par ailleurs, Framatome a déposé le 13 juillet 2018 une demande de mise en service et d'utilisation de la cuve du réacteur EPR de Flamanville soumise à autorisation de l'ASN, au regard notamment du respect des autres exigences applicables à l'ensemble de la cuve en ce sens, qui a été complétée à la suite des demandes de l'ASN. L'ASN a instruit cette demande, en s'appuyant sur les conclusions de son avis de 2017 et a, en outre, vérifié le respect des exigences techniques et réglementaires autres que celles relatives à la composition chimique de l'acier du couvercle et du fond de la cuve. Sur la base des conclusions de cette instruction, l'ASN a autorisé la mise 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 à fin 2024 l'utilisation du couvercle actuel.

3.1.11 Revues par les pairs internationales

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

Reuves coordonnées par l'AIEA

IRRS : L'ASN a toujours soutenu le développement des missions de revues par les pairs soit en participant à des missions IRRS dans des pays étrangers, soit en favorisant leur accueil en France (cf. § 10.4.1 et § 20.3).

Ainsi, après une première mission plénière et une mission de suivi qui se sont déroulées respectivement en 2006 et en 2009, l'ASN a accueilli une autre 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.

OSART : Par ailleurs, 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. En 2018, l'ensemble du parc nucléaire français a fait l'objet d'au moins une mission OSART.

Une demi-douzaine de missions sont prévues sur la période 2019-2021, dont deux missions de suivi (FU). Une mission sur l'EPR a eu lieu en juin 2019.

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. Dans le cadre de cette revue, un rapport a été établi par l'ASN, qui a joué le rôle de coordinateur, avec des contributions de l'IRSN, EDF, CEA et l'ILL.

Des actions d'amélioration des installations françaises ont été identifiées par la revue. Un plan d'action national sera élaboré pour répondre aux conclusions de cette revue. Ce sujet est traité au § 14.2.1.4

Revue WANO

La performance sûreté des centrales électronucléaires du parc est évaluée par l'association mondiale des exploitants nucléaires (WANO) à travers des revues de pairs. Depuis 2013, chaque unité fait l'objet d'une revue tous les quatre ans conjointement à un audit de l'inspection nucléaire d'EDF

3.2 Perspectives en matière de sûreté pour les trois prochaines années

Le travail et les actions de contrôle de l'ASN seront orientés par les principaux éléments suivants :

3.2.1 Le contrôle des réacteurs nucléaires en exploitation

L'ASN identifie et réévalue régulièrement les priorités de son contrôle, en s'appuyant sur les connaissances scientifiques et techniques, les sujets d'actualité nécessitant une attention particulière et les informations recueillies (inspections, événements, instruction des dossiers, modifications des installations). À ce titre, les premiers réacteurs électronucléaires de 1450 MWe et de 900 MWe déployant les améliorations de sûreté associées respectivement à leur deuxième et quatrième réexamen périodiques feront l'objet d'une vigilance particulière de l'ASN.

Par ailleurs, le plan stratégique de l'ASN retient comme objectif de renforcer l'efficacité de son action de terrain, notamment en renforçant la capacité des inspecteurs à détecter les écarts et en développant de nouvelles pratiques d'inspections. Des actions en ce sens sont engagées sous l'impulsion de l'inspecteur en chef de l'ASN.

Les réexamens périodiques des réacteurs en exploitation se poursuivront au cours des prochaines années et l'ASN se prononcera de façon spécifique sur la poursuite de fonctionnement de chaque réacteur, notamment pour les réacteurs de 1300 MWe (RP3) et les réacteurs de 1450 MWe (RP2).

Pour les réacteurs de 900 MWe, l'ASN prévoit de prendre position sur les études génériques liées à ce réexamen en fin d'année 2020.

3.2.2 Les suites de la mise en œuvre des actions post Fukushima

Au cours des prochaines années, l'ASN continuera à attacher une vigilance particulière au suivi de la mise en œuvre de l'ensemble des prescriptions qu'elle a édictées, en particulier le déploiement des moyens définitifs de conception et d'organisation robustes aux agressions extrêmes visant à faire face aux situations principales de perte totale de la source froide ou de perte des alimentations électriques au-delà des référentiels de sûreté en vigueur.

A ce titre, l'ASN suivra :

- la mise en service de l'ensemble des diesels d'ultime secours de grande capacité y compris la construction des bâtiments dédiés, avant le 31 décembre 2020,
- la mise en service d'une source d'eau ultime dédiée, avant le 31 décembre 2021,
- la mise en service d'un appoint d'eau ultime pour chaque réacteur et chaque piscine, avant le 31 décembre 2021,
- la construction des centres locaux de crise (CCL), avant le 31 décembre 2024.

3.2.3 Le contrôle de l'EPR de Flamanville

L'ASN poursuivra le contrôle de la mise en place des équipements, de la préparation et de la réalisation des essais de démarrage et de la préparation des différents documents supports à l'exploitation. Les contrôles des inspecteurs de la sûreté nucléaire resteront soutenus.

L'ASN poursuivra l'instruction de la demande d'autorisation de mise en service et prendra position sur la demande de mise en service partielle en vue de l'arrivée sur le site du combustible nucléaire.

L'ASN poursuivra enfin l'instruction du traitement des écarts affectant les soudures des circuits secondaires principaux et les évaluations de conformité des équipements sous pression nucléaires les plus importants pour la sûreté.

3.2.4 Le contrôle des réacteurs RJH et ITER

Les deux principales installations de recherche actuellement en construction en France sont le réacteur Jules Horowitz (RJH) et ITER. L'ASN a encadré les principales étapes de la conception et de la construction de ces installations par des décisions en 2011 et 2013. Des inspections régulières sur site et chez les fournisseurs ont montré globalement une bonne maîtrise des enjeux de sûreté sur ces chantiers.

Les retards significatifs pris sur ces chantiers n'ont à ce stade pas d'impact sur les enjeux de sûreté. Compte tenu des retards dans l'avancement du projet et de certaines actions de R&D, l'ASN a encadré par des prescriptions la nouvelle stratégie de mise en service progressive de l'installation ITER jusqu'en 2035. Pour le RJH, l'ASN instruit la demande du CEA, adressée au ministre chargé de la sûreté nucléaire, de reporter de quatre ans le délai prévu pour la mise en service de l'installation consécutivement à des retards dans les travaux de construction.

3.3 Les enjeux identifiés lors de la 7^e réunion d'examen

À l'issue de la 7^e réunion d'examen de la CSN, un certain nombre d'enjeux ont été identifiés.

Il s'agit d'une part d'enjeux spécifiques à la France. Les renvois correspondants dans le présent rapport sont indiqués entre parenthèses :

- Répondre aux besoins en ressources humaines pour la bonne exécution de projets exigeants et simultanés (cf. § 8.1.2) ;
- Collaborer avec des homologues internationaux dans le domaine des codes et standards sur le sujet de la ségrégation carbone dans la fabrication (cf. § 3.1.8) ;
- Achever l'évaluation et la réponse réglementaire pour les irrégularités détectées dans les pratiques de fabrication (cf. § 19.3.2.2) ;
- Assurer une maintenance adéquate des centrales nucléaires, notamment par des efforts dans le domaine de la formation technique et de la supervision (cf. § 11 et 19.3.2.2) ;
- Adopter une position technique / réglementaire concernant l'application raisonnable, dans le cadre du processus des RP, des objectifs de sûreté de l'EPR (cf. § 6.1.1.2).

Par ailleurs, un enjeu issu de la 6^e réunion d'examen reste toujours d'actualité : finaliser la mise en œuvre des enseignements de Fukushima (cf. § 14.2.1.6)

D'autre part, neufs sujets ont été identifiés comme enjeux pour l'ensemble des Parties Contractantes à la Convention. Pour chacun de ces sujets, les renvois correspondants dans le présent rapport sont indiqués entre parenthèses :

- La culture de sûreté (cf. § 10) ;
- Les revues internationales par les pairs (cf. § 10.4.1, § 14.2.1.4 et § 20.3) ;
- Le cadre réglementaire et l'indépendance du régulateur (cf. § 7 et 8) ;
- Les ressources humaines et budgétaires (cf. § 8.1.2 et 11) ;
- La gestion des connaissances (cf. § 11.2) ;
- La chaîne logistique (cf. § 13, 18.2 et 19.3) ;
- La gestion du vieillissement des installations nucléaires (cf. § 14.2.1.4) ;
- La préparation aux cas d'urgence (cf. § 16) ;
- La consultation des parties prenantes et la communication (cf. § 7.1.3.2, § 7.2.3, § 8, § 9.2, § 17.1.4, § et 17.1.5).

Enfin, les deux sujets thématiques choisis par les parties contractantes à la réunion d'organisation du 18 octobre 2018 (culture de sûreté et vieillissement) sont essentiellement couverts par les deux points soulignés de cette liste.

3.4 Mise en œuvre des principes de la déclaration de Vienne

La déclaration de Vienne, adoptée en février 2015, contient trois grands principes qui font écho à l'un des trois objectifs fondamentaux de la Convention, à savoir prévenir les accidents ayant des conséquences radiologiques et en atténuer les conséquences au cas où ils se produiraient.

- 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 ce qui concerne les nouvelles centrales nucléaires (réacteur EPR en cours de construction), voir en particulier le § 7 relatif au cadre législatif et réglementaire, le § 18.3 relatif aux critères de conception et le § 19.4 relatif à la gestion des incidents et accidents.

Le décret d'autorisation de Flamanville 3 (décret 2007-534) 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, 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 des éléments de démonstration, qui ont fait l'objet d'une instruction et d'un examen du groupe permanent d'experts dédiée aux réacteurs en octobre 2015. L'ASN considère que la conception du réacteur Flamanville 3 répond globalement aux objectifs définis par le décret 2007-534 pour la gestion des accidents avec fusion du cœur. Cette démonstration repose sur une qualification des matériels, qui devra être apportée par EDF préalablement à la mise en service du réacteur.

- 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.**

Pour ce qui concerne les réacteurs électronucléaires existants, voir les 14.2.1.3 et 6.2 relatifs aux réexamens périodiques, § 19.7 relatif aux modifications mises en œuvre à la suite du retour d'expérience, § 6.2.1.2 relatif aux mesures prises à la suite des tests de résistance, § 7.1 relatif au cadre technique et réglementaire ainsi que le § 19.4 relatif à la gestion des incidents et accidents.

La France met en œuvre des réexamens périodiques de la sûreté des installations tous les dix ans, ce qui permet d'intégrer le retour d'expérience d'exploitation et l'évolution des connaissances et de mettre en place des modifications destinées à améliorer la sûreté des réacteurs (cf. § 6.2). Ces réexamens périodiques comportent non seulement une vérification de la conformité de l'installation, comprenant l'évaluation de la maîtrise du vieillissement des matériels, mais également une réévaluation de la sûreté de l'installation en prenant comme référence les objectifs de sûreté des installations plus récentes.

Par ailleurs, l'arrêté « INB » (cf. § 7.1.3.1.2) demande aux exploitants de mettre en place un système de traitement des écarts qui sont détectés en exploitation. Ces écarts peuvent notamment conduire à réinterroger la qualité de conception et de construction de l'INB. Les actions correctives ou préventives pertinentes sont déployées, sous le contrôle de l'ASN, sans attendre les prochains réexamens périodiques.

- 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.**

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.

Le code de l'environnement (article L. 593-7) prévoit ainsi que l'autorisation de création d'une INB ne peut être délivrée que si, compte tenu des connaissances scientifiques et techniques, l'exploitant démontre que les dispositions techniques ou d'organisation qu'il doit mettre en œuvre aux stades de la conception, de la construction et de l'exploitation ainsi que les principes généraux proposés pour le démantèlement sont de nature à prévenir ou à limiter de manière suffisante les risques ou inconvénients que l'installation présente pour les intérêts protégés (la sécurité, la santé et la salubrité publiques ou la protection de la nature et de l'environnement).

Le code de l'environnement (article L. 593-18) impose à l'exploitant d'une INB de procéder périodiquement au réexamen de son installation en prenant en compte les meilleures pratiques internationales. Ce réexamen doit permettre d'apprécier la situation de l'installation au regard des règles qui lui sont applicables et d'actualiser l'appréciation des risques ou inconvénients que l'installation présente pour les intérêts protégés précités, 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. Ces réexamens ont lieu tous les dix ans.

Le processus de réexamen périodique est cadré par l'examen du retour d'expérience, de l'évolution des connaissances et 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.

Enfin, l'ordonnance n° 2016-128 du 10 février 2016 portant diverses dispositions en matière nucléaire comprend les dispositions de nature législative pour la transposition de la directive du 8 juillet 2014 et des dispositions qui renforcent le contrôle en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection.

Par ailleurs, l'arrêté INB et les décisions réglementaires de l'ASN (cf. annexe 2) intègrent globalement dans la réglementation française les niveaux de référence de WENRA.

C - Dispositions générales

4. Article 4 : Mesures d'application

Chaque Partie contractante prend, en droit interne, les mesures législatives, réglementaires et administratives et les autres dispositions qui sont nécessaires pour remplir ses obligations en vertu de la présente Convention.

Ce rapport présente les mesures législatives, réglementaires et administratives et les autres dispositions prises par la France pour remplir ses obligations vis à vis de la Convention sur la sûreté nucléaire.

5. Article 5 : Présentation des rapports

Chaque Partie contractante présente pour examen, avant chacune des réunions visées à l'article 20, un rapport sur les mesures qu'elle a prises pour remplir chacune des obligations énoncées dans la présente Convention.

Ce rapport constitue le huitième rapport de la France présenté pour examen en vertu de l'article 5 de la Convention.

6. 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

6.1.1.1 Le parc nucléaire existant

Le parc actuel de réacteurs électronucléaires entrant dans le champ de la présente Convention comprend 58 réacteurs de la filière à eau sous pression (REP), construits par paliers standardisés successifs, qui ont été couplés au réseau entre 1977 et 1999 et sont tous en service (cf. tableau 10 en annexe 1).

En 2018, les réacteurs électronucléaires de la filière REP ont produit 393,2 TWh, soit environ 71,6 % de la production d'électricité de la France (respectivement 379,1 TWh et 71,6 % en 2017, 383,9 TWh et 72,3 % en 2016). Ils sont regroupés en 19 centres nucléaires de production d'électricité (CNPE) qui comportent chacun deux à six réacteurs du même palier. Les 58 réacteurs ont été construits par le même fournisseur, Framatome. On distingue (cf. la carte de localisation au § 1.1 de l'annexe 1) :

Parmi les 34 réacteurs de 900 MWe :

- le palier CP0, constitué des 2 réacteurs de Fessenheim et des 4 réacteurs du Bugey ;
- le palier CPY, constitué des 28 réacteurs de 900 MWe (Dampierre, Gravelines, Blayais, Tricastin, Chinon, Cruas et Saint-Laurent-des-Eaux).

Parmi les 20 réacteurs de 1300 MWe :

- le palier P4, constitué des 4 réacteurs de Paluel, 2 réacteurs de Flamanville et 2 réacteurs de Saint-Alban ;
- le palier P'4, constitué des 2 réacteurs de Belleville-sur-Loire, 4 réacteurs de Cattenom, 2 réacteurs de Golfech, 2 réacteurs de Nogent-sur-Seine et 2 réacteurs de Penly.

Le palier N4 comprenant 4 réacteurs de 1450 MWe, 2 à Chooz et 2 à Civaux.

En décembre 2018, la moyenne d'âge des réacteurs, calculée à partir des dates de première divergence des réacteurs, se répartit comme suit :

- 37 ans pour les trente-quatre réacteurs de 900 MWe ;
- 31 ans pour les vingt réacteurs de 1300 MWe ;
- 21 ans pour les quatre réacteurs de 1450 MWe.

6.1.1.2 Le réacteur EPR Flamanville 3

À fin 2018, les activités principales de montages électromécaniques et de génie civil du réacteur de Flamanville 3 sont achevées et, à la suite des essais préliminaires des matériels et systèmes, les essais pré-opérationnels d'ensemble lancés dès mars 2017 par les « Chasses En Cuve » (CEC) se sont poursuivis avec les Essais Fonctionnels Cuve Ouverte (EFCO), les Essais A Froid (EAF), l'épreuve hydraulique du circuit primaire et l'épreuve de l'enceinte de confinement. Les Essais A Chaud (EAC) ont débuté.

Les activités de finition des montages électromécaniques et du génie civil sont également bien avancées, de sorte que l'exploitation du bâtiment de la station de pompage a été pré-transférée au futur exploitant du réacteur.

Au fur et à mesure de la réalisation des travaux de finition dans les autres bâtiments, les essais des installations se poursuivent ainsi que leur pré-transfert progressif au futur exploitant.

6.1.2 Les réacteurs de recherche

9 installations de recherche sont considérées dans le présent rapport : 3 sont en fonctionnement à mi-2019, 4 ont été définitivement arrêtées durant la période mi-2016 à mi-2019, et 2 sont actuellement en construction.

Réacteurs en fonctionnement à mi 2019 :

3 réacteurs de recherche sont encore en fonctionnement en France à mi-2019 : il s'agit des réacteurs RHF, Cabri et Orphée.

Le Réacteur à haut flux (RHF) est situé près du centre CEA de Grenoble et exploité par l'Institut Laue-Langevin (ILL), institut de recherche regroupant plusieurs partenaires européens.

Le réacteur Cabri, 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, a débuté un nouveau programme de recherche en 2018, après la réalisation d'importants travaux de modification de l'installation.

Le réacteur Orphée est un réacteur qui exploite des faisceaux de neutrons pour la recherche. Il est exploité par le CEA sur le centre de Saclay. Son arrêt définitif est prévu d'ici fin 2019.

Réacteurs qui ont fonctionné durant la période 2016-2019 mais qui sont aujourd'hui définitivement arrêtés :

Le réacteur Masurca est un réacteur de type maquette critique. Ce réacteur est à l'arrêt définitif depuis décembre 2018.

Les réacteurs Éole et Minerve, qui sont également des maquettes critiques exploités par le CEA sur le centre de Cadarache, ont également été définitivement arrêtés en 2017.

La maquette critique Isis, qui se trouve au sein de l'INB n° 40 avec le réacteur Osiris (qui a lui été arrêté fin 2015) sur le centre de Saclay, a été mise à l'arrêt définitif en mars 2019.

Réacteur en construction :

Le CEA, en partenariat avec EDF et Framatome et d'autres organismes étrangers, construit à Cadarache le RJH, dans l'optique qu'il prenne la suite des réacteurs d'irradiation européens actuellement en service.

Les travaux de génie civil sont finalisés et la mise en service du réacteur est actuellement programmée pour 2023.

La liste des réacteurs de recherche français en exploitation, ainsi qu'une carte indiquant leur localisation, sont présentées aux § 1.1 et 1.3 de l'annexe 1.

À ces réacteurs s'ajoute le projet ITER (*International Thermonuclear Experimental Reactor*), une installation expérimentale dont l'objectif est de démontrer la maîtrise de l'énergie de fusion thermonucléaire. La construction de cette installation, près de Cadarache, se poursuit.

6.2 Réévaluation de sûreté des installations nucléaires

En application 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. Ils comportent non seulement une vérification de la conformité de l'installation, comprenant l'évaluation de la maîtrise du vieillissement des matériels, mais également une réévaluation de la sûreté de l'installation.

Le mécanisme des réévaluations de sûreté est présenté au chapitre 14.

6.2.1 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

6.2.1.1 Les réexamens périodiques

En termes de programme industriel associé aux réexamens (RP3 1300, RP2 N4, RP4 900 et RP4 1300), au vu du volume important de modifications, EDF a retenu un déploiement des modifications en deux phases distinctes (lors de la visite décennale et lors d'une visite partielle).

Le tableau 1 montre l'avancement des réexamens périodiques (RP) pour les différents paliers standardisés de réacteurs nucléaires.

	RP1 10 ans	RP2 20 ans	RP3 30 ans	RP4 40 ans
900 MWe 3 boucles (34 tranches)	Fait	Fait	2009 à 2020	2019 à 2030
1300 MWe 4 boucles (20 tranches)	Fait	Fait	2015 à 2024	2025 à 2034
1450 MWe 4 boucles (4 tranches)	Fait	2019 à 2022	2029 à 2032	2039 à 2042

Tableau 1 : Réexamens périodiques des paliers de réacteurs électronucléaires (vert : RP fait ; bleu : en cours de réalisation; jaune : en cours de préparation ; orange : non entamé)

Sur la période 2016-2018, les principaux projets ont concerné les réacteurs de 900 MWe (réalisation des RP3 et préparation des RP4), les réacteurs de 1300 MWe (réalisation des RP3 et préparation des RP4) et les 4 réacteurs de 1450 MWe (préparation des RP2).

6.2.1.1.1 Troisièmes réexamens périodiques des réacteurs de 900 MWe (RP3)

En 2009, l'ASN a rendu un avis générique sur la poursuite de fonctionnement des réacteurs de 900 MWe au-delà de trente ans. Cet avis est complété par des décisions réacteur par réacteur, qui fixent les conditions de poursuite de fonctionnement jusqu'au prochain réexamen périodique.

En 2018, le réacteur 6 de la centrale nucléaire de Gravelines et le réacteur 2 de la centrale nucléaire de Cruas ont intégré les améliorations issues du réexamen périodique du 3^e RP, portant à 32 sur 34 le nombre de réacteurs de 900 MWe ayant effectué leur 3^e RP.

6.2.1.1.2 Quatrièmes réexamens périodiques des réacteurs de 900 MWe (RP4)

Pour ce réexamen périodique, l'ASN a fixé comme objectif à EDF de s'inscrire dans une démarche d'amélioration continue de la sûreté, et en particulier de prendre en compte les meilleures pratiques internationales (notamment les travaux de l'association WENRA) ainsi que l'évolution des connaissances et les règles applicables aux nouveaux réacteurs.

Les objectifs proposés par EDF pour ce réexamen périodique sont les suivants :

- L'intégration du « noyau dur » post-Fukushima ;
- Le réexamen des conditions de fonctionnement des réacteurs et les conséquences radiologiques associées pour tendre vers l'absence de nécessité de mise en œuvre de mesures de protection de la population ainsi que la gestion des accidents graves, avec l'objectif de diminuer les risques de rejets radiologiques précoces ou importants ;
- Le réexamen des risques liés à l'entreposage du combustible dans la piscine (l'objectif est de rendre résiduel le risque de découverture des assemblages entreposés sous eau) ;
- Les études probabilistes de sûreté de niveau 1 relatives à la fusion du cœur (en visant un niveau de risque résiduel du même ordre de grandeur que la cible visée pour les réacteurs de 3^e génération), dont le périmètre est notamment étendu aux risques associés à l'incendie, à l'inondation interne, à l'explosion interne et au séisme ;
- Les études probabilistes de sûreté de niveau 2 relatives aux rejets ;
- La réévaluation des risques d'agressions d'origine interne et des risques d'agressions externes d'origine naturelle, liées au climat, aux séismes, à l'environnement ou aux activités humaines, la vérification du caractère suffisant et de l'efficacité des dispositions de protection et, le cas échéant, la définition de nouvelles dispositions ;
- L'évaluation du comportement de l'installation en situation d'aléa extrême, avec l'objectif d'éviter des rejets importants et des conséquences radiologiques durables dans l'espace et dans le temps ;
- L'évaluation du comportement des réacteurs 900 MWe aux délais d'intervention des opérateurs et aux conditions de fonctionnement de référence (PCC) de l'EPR ;
- L'amélioration des conditions d'exploitations sur le plan des facteurs organisationnels et humains (FOH) ;

- La maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence.

À l'issue d'une analyse des différents éléments fournis par EDF, l'ASN a pris position le 20 avril 2016 sur le dossier des orientations génériques et a demandé à EDF plusieurs compléments aux programmes de contrôles et d'études envisagés, notamment la prise en compte de certaines exigences retenues pour l'EPR et de certaines demandes formulées en 2015 dans le cadre du troisième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe.

Le réacteur n°1 de Tricastin sera le premier à effectuer son quatrième réexamen périodique prévu en 2019. Le dernier réexamen périodique RP4 d'un réacteur de 900 MWe est prévu pour 2030.

6.2.1.1.3 Troisièmes réexamens périodiques des réacteurs du palier 1300 MWe (RP3)

L'ASN s'est prononcée en 2011 sur les orientations du réexamen périodique associées aux RP3 des réacteurs de 1300 MWe et, de manière générique, en 2015 sur la poursuite de leur fonctionnement au-delà de leur RP3.

En 2017, le réacteur n° 3 de Paluel et le réacteur n° 1 de Saint-Alban ont réalisé leur visite décennale et intégré les modifications associées au RP3.

En 2018, le réacteur n° 2 de Paluel, le réacteur n° 1 de Flamanville, le réacteur n° 2 de Saint-Alban et le réacteur n° 2 de Cattenom ont réalisé leur visite décennale et intégré les modifications associées au RP3.

Le dernier réexamen périodique RP3 d'un réacteur de 1300 MWe est prévu pour fin 2024.

6.2.1.1.4 Deuxièmes réexamens périodiques des réacteurs de 1450 MWe (RP2)

L'ASN s'est prononcée en 2015 sur les orientations du réexamen périodique associées aux deuxièmes réexamens périodiques des réacteurs de 1450 MWe.

Le réacteur n° 2 de Chooz B a été le premier à effectuer son RP2, en 2019. Le dernier RP2 d'un réacteur de 1450 MWe est prévu pour fin 2022.

L'ASN se prononcera sur la poursuite de fonctionnement des réacteurs et transmettra cette position au ministre chargé de la sûreté nucléaire de la même manière que pour les autres réacteurs après examen du rapport de conclusions remis par EDF.

6.2.1.2 Mesures prises à la suite des tests de résistance

À la suite de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, l'ASN a adopté un ensemble de décisions en date du 26 juin 2012, demandant à EDF de mettre en place:

- un noyau dur de dispositions matérielles et organisationnelles visant à :
 - prévenir un accident avec fusion du combustible ou en limiter la progression,
 - limiter les rejets radioactifs massifs,
 - permettre à l'exploitant d'assurer les missions qui lui incombent dans la gestion d'une crise.
- un centre de crise local, permettant de gérer une crise sur l'ensemble du site nucléaire en cas d'agression externe extrême ;
- une force d'action rapide nucléaire (FARN – cf. § 16.3.1.2), permettant, sur la base de moyens mobiles extérieurs au site, d'intervenir sur un site nucléaire en situation accidentelle ;

- un ensemble d'actions correctives ou d'améliorations (notamment l'acquisition de moyens de communication et de protection radiologique complémentaires, la mise en place d'instrumentations complémentaires, la prise en compte de risques d'agression internes et externes de manière étendue, l'amélioration de la prise en compte des situations d'urgence).

L'ASN a complété ses demandes par un ensemble de décisions en date du 21 janvier 2014 visant à préciser certaines dispositions de conception du noyau dur.

Pour prendre en compte les contraintes liées à l'ingénierie de ces grands travaux mais aussi au besoin d'apporter au plus tôt les améliorations post Fukushima, leur mise en place est organisée par EDF en trois phases.

Phase 1 (2012-2015) : mise en place de dispositions temporaires ou mobiles visant à renforcer la prise en compte des situations principales de perte totale de la source froide ou de perte des alimentations électriques. À la fin 2015, EDF avait déployé les dispositions prévues dans la phase 1 qui est maintenant achevée. En particulier, des moyens de connexions ont été installés afin que, en cas de crise, il soit possible de connecter des moyens mobiles pour apporter de l'eau. Par ailleurs, la FARN, qui est l'un des principaux moyens de gestion de crise, a été mise en place. Depuis le 31 décembre 2015, les équipes de la FARN ont une capacité d'intervention simultanée sur l'ensemble des réacteurs d'un site en moins de 24 heures (jusqu'à six réacteurs dans le cas du site de Gravelines).

Phase 2 (2015 - 2021) : mise en œuvre des moyens définitifs de conception et d'organisation robustes aux agressions extrêmes, notamment les éléments fondamentaux du noyau dur, visant à faire face aux situations principales de perte totale de la source froide ou de perte des alimentations électriques au-delà des référentiels de sûreté en vigueur. Les mesures les plus importantes sont :

- la mise en place d'un diesel d'ultime secours de grande puissance nécessitant la construction d'un bâtiment dédié ;
- la mise en place d'une source d'eau ultime ;
- la mise en place d'un dispositif d'appoint d'eau ultime pour chaque réacteur et chaque piscine d'entreposage du combustible ;
- le renforcement de la tenue sismique du filtre de l'évent de l'enceinte de confinement ;
- la construction sur chaque site d'un centre de crise local capable de résister à des agressions externes extrêmes (fonctionnellement autonome en situation de crise).

EDF a engagé la mise en œuvre sur les différents sites d'une grande partie des moyens définitifs rappelés ci-dessus, notamment la construction des diesels d'ultime secours. L'ASN inspecte la réalisation des travaux.

Phase 3 (à partir de 2019 à l'occasion des réexamens périodiques) : cette phase vient compléter la phase 2 notamment pour améliorer le taux de couverture des scénarii d'accidents potentiels pris en compte. EDF indique que ces moyens ont été définis également dans l'optique de la poursuite du fonctionnement des réacteurs au-delà de quarante ans. Les mesures les plus importantes sont :

- l'ajout d'une nouvelle pompe d'appoint au circuit primaire ;
- l'achèvement des raccordements par des circuits fixes de l'alimentation de secours des GV, du réservoir d'eau de refroidissement PTR et de la piscine de désactivation du combustible ;
- la mise en place d'un système de contrôle-commande ultime et de l'instrumentation définitive du «noyau dur» ;
- la mise en place d'un système ultime de refroidissement de l'enceinte ne nécessitant pas l'ouverture de l'évent filtré de l'enceinte de confinement en cas d'accident grave ;
- la mise en place, en cas de fusion du cœur, d'une solution de noyage du corium qui se trouverait alors dans le puits de cuve afin de prévenir la traversée du radier.

Dans la perspective de la mise en place du «noyau dur» et en particulier des dispositions des phases 2 et 3, l'ASN a instruit les hypothèses de conception des dispositions matérielles et vérifie que les solutions proposées par EDF permettent de répondre aux objectifs de sûreté fixés.

6.2.2 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

6.2.2.1 Les réacteurs du CEA

Les réexamens périodiques

Concernant les réacteurs qui ne sont pas encore entrés en phase de démantèlement :

- fin 2017, le dossier de réexamen du réacteur Cabri a été reçu. Ce réexamen est consécutif à d'importants travaux de modification de l'installation, dans le but d'équiper le réacteur d'une boucle à eau sous pression pour de nouveaux programmes expérimentaux, et de mise à niveau en termes de sûreté ;
- le dossier de réexamen périodique du réacteur Orphée a été transmis en mars 2019. Fin 2017, le CEA a informé le gouvernement de son souhait d'arrêter définitivement le réacteur avant la fin d'année 2019. Le dossier de démantèlement sera également attendu à cette date ;
- le dossier de réexamen des réacteurs Osiris et Isis a été transmis en mars 2019. Les deux réacteurs sont définitivement arrêtés (Osiris est à l'arrêt depuis fin 2015) et les actions issues du précédent réexamen ont été correctement réalisées ;
- les réacteurs Éole et Minerve ont été définitivement arrêtés fin 2018. Leur dossier de démantèlement a été déposé en juillet 2018. Les actions issues du précédent réexamen ont été soldées et le prochain réexamen interviendra en 2020 ;
- le dossier de réexamen périodique du réacteur Masurca a été transmis en 2015. Le CEA a par ailleurs déclaré la mise à l'arrêt définitif au 31 décembre 2018.

Les tests de résistance

La plupart des installations du CEA ont fait l'objet de tests de résistance, à la suite de l'accident nucléaire de la centrale de Fukushima Daiichi, conformément aux dispositions imposées par l'ASN pour ces évaluations. Le premier lot d'installations jugées prioritaires a concerné 5 réacteurs : Osiris et Isis, le RJH, Masurca et Phénix. Le deuxième lot a porté sur les 3 autres réacteurs : Cabri et Orphée et ITER.

Le 26 juin 2012 pour le premier lot des installations évaluées, puis le 8 janvier 2015 pour le second lot, l'ASN a adopté des décisions fixant des prescriptions complémentaires pour les installations des lots 1 et 2, ainsi que sur les dispositions communes aux installations des Centres de Cadarache, de Marcoule et de Saclay. Les principales demandes portaient sur :

- l'évacuation, au plus tard au 31 décembre 2014, des matières fissiles de l'installation Masurca vers une installation suffisamment dimensionnée au séisme ;
- la mise en place d'un arrêt d'urgence sur détection sismique pour le réacteur Orphée.

Les prescriptions ont donné lieu à des travaux importants, notamment concernant la construction ou les renforcements des centres de crise.

Bien que le RJH soit de conception très récente, intégrant le retour d'expérience acquis sur les autres réacteurs expérimentaux, la démarche des tests de résistance a conduit le CEA à identifier des possibilités d'améliorations qui pouvaient être mises en œuvre. En septembre 2012, le CEA a proposé pour le RJH un « noyau dur » de dispositions matérielles et organisationnelles robustes visant à faire face aux situations envisagées dans les tests de résistance. L'ASN a prescrit la mise en place de ces

dispositions par une décision du 8 janvier 2015 (concernant notamment des améliorations vis-à-vis des risques d'inondation et de perte de refroidissement, ou encore du comportement en cas de séisme). La mise en place de ces améliorations se fait au fil de l'avancement de la construction.

6.2.2.2 Le réacteur à haut flux (RHF) de l'Institut Laue-Langevin (ILL)

Les réexamens périodiques

Le dossier de réexamen périodique du RHF a été reçu fin 2017. L'ASN a noté le travail conséquent réalisé par l'exploitant, notamment sur l'examen de conformité et l'actualisation du référentiel de sûreté.

Les tests de résistance

La définition du noyau dur de l'ILL et des exigences associées ont fait l'objet des décisions de l'ASN du 10 juillet 2012 et du 21 novembre 2013. Dans le cadre du retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, l'ILL a mis en place d'importants renforcements.

L'ILL a réalisé de nombreux travaux et a constitué un « noyau dur » d'équipements de sauvegarde. En particulier :

- le circuit de dégonflage sismique permettant d'éviter les rejets non filtrés,
- le circuit d'eau de nappe permettant de réalimenter les piscines et le bloc-pile par de l'eau pompée dans la nappe,
- le poste de contrôle de secours, bunkerisé et situé à une hauteur suffisante vis-à-vis d'une inondation extrême.

Ces travaux sur le RHF se sont terminés en 2018.

6.2.2.3 ITER

Les tests de résistance d'ITER, demandés dans le cadre du retour d'expérience de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, ont été transmis en septembre 2012 par ITER Organisation. Les conclusions de ces tests ont été examinées par le Groupe permanent d'experts de l'ASN en juillet 2013 et ont donné lieu en 2014 à des demandes d'études complémentaires de la part de l'ASN. La mise en œuvre des dispositions issues du retour d'expérience de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi se fait au fil de la construction et des évolutions de conception de l'installation.

D - Législation et réglementation

7. 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

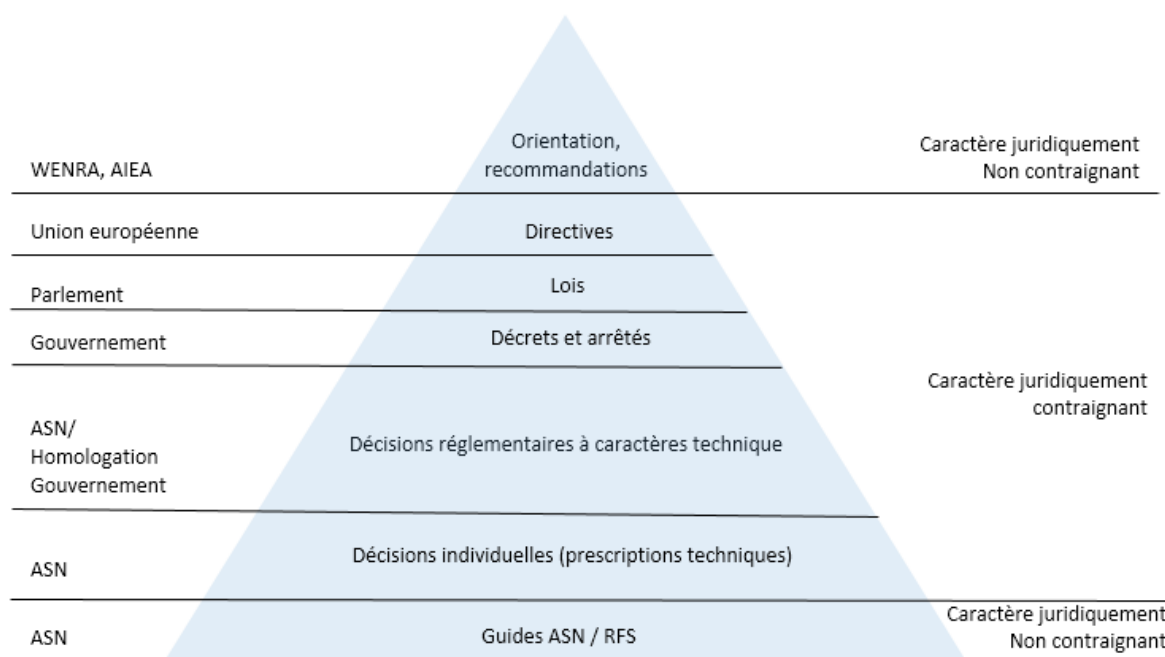


Figure 1 : Différents niveaux de réglementation

Le régime juridique des INB a été rénové en profondeur par la « loi TSN » du 13 juin 2006 et ses décrets d'application, notamment le décret du 14 mars 2019 qui modifie les procédures réglementaires relatives aux INB qui étaient jusqu'alors régies par le décret du 2 novembre 2007 dit « procédures INB », mais également, sur le plan technique, par l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux INB (dit « arrêté INB », cf. § 7.1.3.1.2) qui sera, à terme, complété par une vingtaine de décisions réglementaires de l'ASN.

Trois lois qui concernent spécifiquement les INB – la loi TSN, la loi de programme n° 2006-739 du 28 juin 2006 relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs (dite loi « déchets ») et la loi n° 68-943 du 30 octobre 1968 relative à la Responsabilité Civile dans le domaine de l'énergie Nucléaire (dite loi « RCN) – sont codifiées dans le code de l'environnement.

Une partie des dispositions du titre VII du livre 1^{er} et des titres 1^{er}, IV et dispositions du titre IX du livre V du code de l'environnement fondent ainsi le régime d'autorisation, de contrôle et de sanction dans le domaine des INB.

Les dispositions du code de l'environnement, ses décrets d'application et l'arrêté du 7 février 2012 qui, pour certaines d'entre elles, préexistaient à la directive 2009/71/Euratom du 25 juin 2009 établissant un cadre communautaire pour la sûreté nucléaire des installations nucléaires, en assurent la transposition. Cette directive a été modifiée par la directive 2014/87 du 8 juillet 2014.

L'ordonnance n° 2016-128 du 10 février 2016 portant diverses dispositions en matière nucléaire, prise sur habilitation de la « loi TECV », permet la transposition, pour la partie législative, de plusieurs directives dont la directive du 8 juillet 2014, mentionnée ci-dessus.

Cette loi et cette ordonnance apportent, en outre, des modifications substantielles au cadre législatif régissant les activités nucléaires et leur contrôle.

Les principales dispositions de cette loi dans le domaine du nucléaire 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 d'autorisation 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.

Cette ordonnance du 10 février 2016 renforce l'efficacité du contrôle en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection, en dotant l'ASN du pouvoir de prononcer des astreintes journalières et des sanctions pécuniaires, et en étendant les pouvoirs de contrôle et de sanctions de l'ASN à certaines activités réalisées hors périmètre des INB (services centraux des exploitants, sous-traitants...), et en instituant, au sein de l'ASN une commission des sanctions.

Enfin, le décret n° 2019-190 du 14 mars 2019, mentionné précédemment, a actualisé et codifié les dispositions applicables aux INB, au transport de substances radioactives et à la transparence en matière nucléaire dans le code de l'environnement de huit décrets relatifs aux INB et à la transparence en matière nucléaire.

7.1.1 Les principes

Le régime juridique des INB est dit « intégré », car il vise à la prévention ou à la maîtrise de l'ensemble des risques et nuisances qu'une INB est susceptible de créer pour les personnes et l'environnement, qu'ils soient ou non de nature radioactive. Il confirme que les quatre grands principes en matière de protection de l'environnement s'appliquent aux activités nucléaires : principe de prévention, principe de précaution, principe du pollueur-payeur, principe de participation du public. Il décline à cet égard la Charte de l'environnement, qui a une valeur constitutionnelle. Il renvoie aux principes du code de la santé publique en matière de radioprotection : principes de justification, d'optimisation et de limitation. Il énonce le principe fondamental de la responsabilité de l'exploitant en ce qui concerne la sûreté de son installation, inscrit dans le droit international, d'application quotidienne, et essentiel pour que chacun, exploitant et autorité de contrôle, ait une claire conscience de ses responsabilités.

7.1.2 Les dispositions réglementaires

Le décret n° 2019-190 du 14 mars 2019 a codifié les dispositions applicables aux INB, au transport de substances radioactives et à la transparence en matière nucléaire dans le code de l'environnement. Huit décrets relatifs aux INB et à la transparence en matière nucléaire parmi lesquels le décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 fixant les procédures réglementaires relatives aux INB ont ainsi été actualisés et codifiés. Il a également assuré la déclinaison de dispositions législatives issues de l'ordonnance n° 2016-128 du 10 février 2016 portant diverses dispositions en matière nucléaire, de l'article 123 de la loi n° 2015-992 du 17 août 2015 relative à la transition énergétique pour la croissance verte et de la loi n° 2017-55 du 20 janvier 2017 portant statut général des autorités administratives indépendantes et des autorités publiques indépendantes.

La majeure partie des dispositions réglementaires est donc à présent insérée dans le code de l'environnement. Seule une dizaine de décrets demeure non codifiée.

7.1.3 Les règles techniques applicables aux INB

7.1.3.1 Les arrêtés ministériels et interministériels

7.1.3.1.1 Les 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 du domaine classique, 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 2.

Tableau 2 : Législation et Réglementation des équipements sous pression implantés dans le périmètre des INB

	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

7.1.3.1.2 L'« arrêté INB » du 7 février 2012

Engagée à la suite de la publication de la « loi TSN » en 2006, la refonte de la réglementation générale relative aux INB intègre les principes (« niveaux de référence ») d'un référentiel d'exigences communes, élaborés par l'association des responsables des Autorités de sûreté des pays d'Europe (association WENRA).

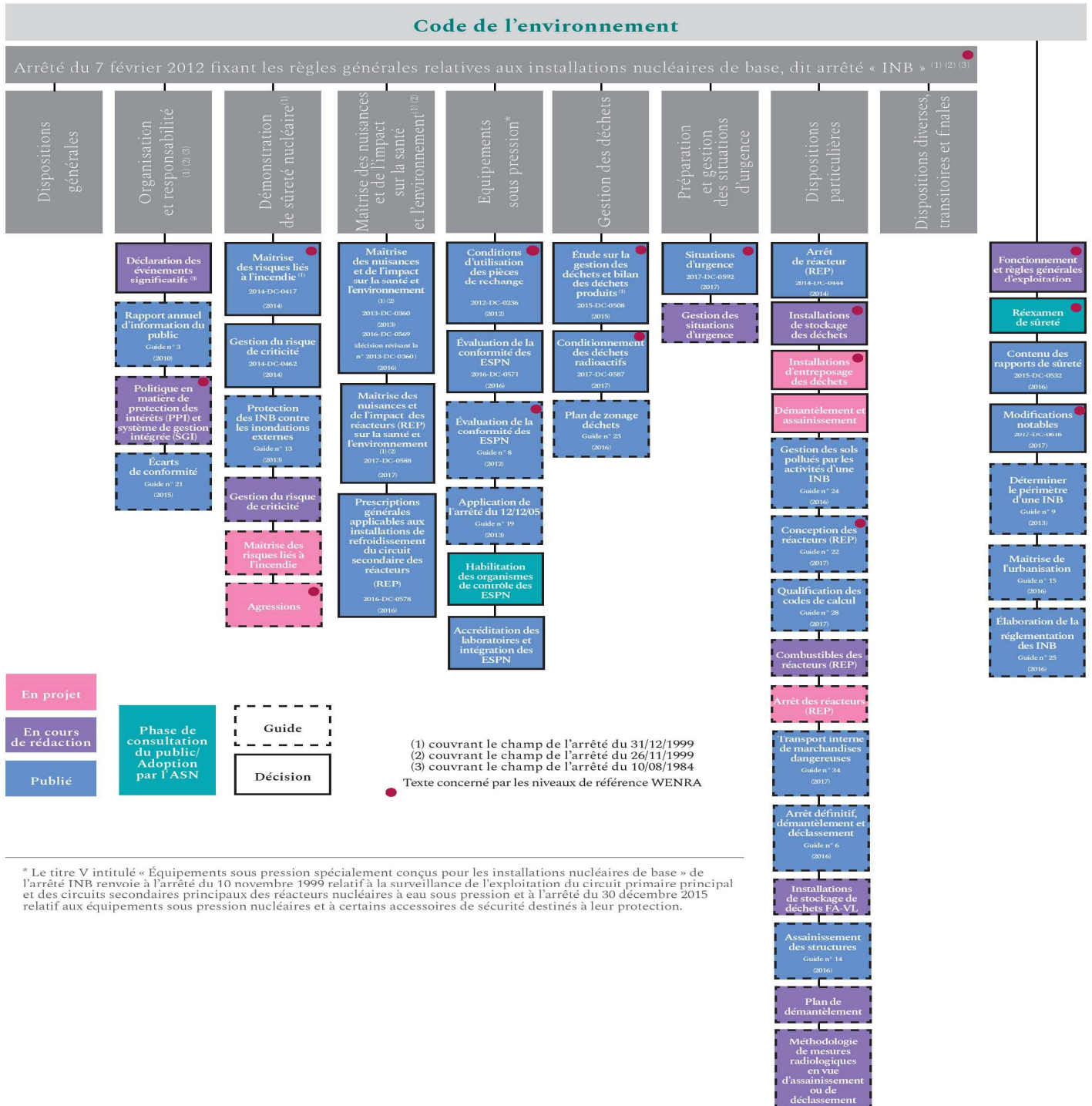
Pris en application d'une disposition législative du code de l'environnement, l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux INB, dit « arrêté INB », définit ainsi les exigences essentielles applicables aux INB pour la protection des intérêts énumérés par la loi : la sécurité, la santé et la salubrité publiques, la protection de la nature et de l'environnement. Il intègre notamment dans le droit français des règles correspondant aux meilleures pratiques internationales. Il reprend et renforce la réglementation antérieure en donnant notamment un fondement juridique à des demandes de l'ASN.

Publié au *Journal officiel* du 8 février 2012, il est entré en vigueur, pour l'essentiel de ses dispositions, le 1^{er} juillet 2013 et se décline selon les 8 points suivants (cf. Figure 2 : Structure du projet de nouvelle réglementation technique) :

- Dispositions générales (concept de « sûreté intégrée »)
- Organisation et responsabilité
- Démonstration de sûreté nucléaire
- Maîtrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement
- Équipements sous pression spécialement conçus pour les INB
- Gestion des déchets
- Préparation et gestion des situations d'urgence
- Dispositions particulières applicables à certaines catégories d'installations ou à certaines activités au sein d'une INB

Après sept ans d'application de cet arrêté et un retour sur expérience sur sa mise en œuvre, sa révision générale a débuté en 2018.

État d'avancement de la refonte de la réglementation technique générale applicable aux INB, à la date du 1^{er} juillet 2019



* Le titre V intitulé « Équipements sous pression spécialement conçus pour les installations nucléaires de base » de l'arrêté INB renvoie à l'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 et à l'arrêté du 30 décembre 2015 relatif aux équipements sous pression nucléaires et à certains accessoires de sécurité destinés à leur protection.

Figure 2 : Structure du projet de nouvelle réglementation technique au 1^{er} juillet 2019

7.1.3.2 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.

Les décisions à caractère réglementaire de l'ASN émises à la fin 2018 sont listées dans le tableau 12 de l'annexe 2.

Les décisions réglementaires de l'ASN sont soumises à la consultation du public, qui est ainsi associé à l'élaboration des textes établissant la réglementation relative à la sûreté nucléaire.

7.1.3.3 Les règles fondamentales de sûreté et les guides de l'ASN

Sur divers sujets techniques, concernant aussi bien les REP que les autres INB, l'ASN a élaboré des règles fondamentales de sûreté (RFS). Ce sont 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 les dispositions d'une RFS s'il démontre que les moyens alternatifs qu'il propose de mettre en œuvre permettent d'atteindre les objectifs de sûreté fixés dans la RFS.

Dans le cadre de la refonte de la réglementation technique générale, les RFS sont soit intégrées dans la réglementation, soit reprises et actualisées sous forme de guides de l'ASN.

Il existe actuellement une quarantaine de RFS et autres règles techniques émanant de l'ASN qui peuvent être consultées sur son site Internet. La liste des RFS et celle des guides figurent en annexe 2 – § 2.3.

7.1.3.4 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, les 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.

7.2 Les procédures d'autorisation

La législation et la réglementation françaises interdisent l'exploitation d'une installation nucléaire sans autorisation. Les INB sont régies par le titre IX du livre V du code de l'environnement. Ce titre prévoit une procédure d'autorisation de création, suivie d'une autorisation de mise en service, et d'autorisations des modifications substantielles ou notables de l'installation. Quant au démantèlement, après que l'exploitant

a déclaré au ministre chargé de la sûreté nucléaire et à l'ASN l'arrêt définitif de son INB, il est réalisé dans les conditions prescrites par le décret de démantèlement.

Un exploitant qui fait fonctionner une installation soit sans les autorisations ou décret requis soit en contrevenant à ces autorisations peut être l'objet de sanctions administratives et pénales prévues par le code de l'environnement.

7.2.1 Les options de sûreté

L'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. 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.

Les options de sûreté devront ensuite être présentées dans le dossier de demande d'autorisation dans une version préliminaire du rapport de sûreté (RPS). Cette procédure préparatoire ne se substitue pas aux examens réglementaires ultérieurs mais vise à les faciliter.

7.2.2 L'autorisation de création

La demande d'autorisation de création est déposée auprès du ministre chargé de la sûreté nucléaire. 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.

L'ASN instruit les demandes d'autorisation de création ou de démantèlement des INB et propose au Gouvernement un avant-projet de décret. Elle définit les prescriptions applicables à l'installation en matière de prévention des risques, des pollutions et des nuisances.

7.2.3 L'enquête publique et l'évaluation environnementale

Outre l'éventuelle organisation d'un débat public présenté au § 17.1.5 ou la consultation des États membres de l'Union européenne (cf. § 17.1.4 et § 7.2.5), les autorisations de création puis le décret de démantèlement d'une INB sont publiés après enquête publique.

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.

L'ordonnance n° 2016-1058 du 3 août 2016, prise sur le fondement de l'article 106 (2° du I) de la loi n° 2015-990 du 6 août 2015 pour la croissance, l'activité et l'égalité des chances économiques, a modifié les règles applicables à l'évaluation environnementale des projets, plans et programmes.

Cette ordonnance poursuit trois objectifs : la simplification et la clarification de ces règles, l'amélioration de l'articulation entre les évaluations environnementales de projets différents et entre les évaluations environnementales des projets et des plans et programmes, assurer la conformité de ces règles au droit de l'Union européenne, en transposant 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).

Il en a résulté une modification des dispositions des parties législatives et réglementaires du code de l'environnement relatives à l'évaluation environnementale.

7.2.4 La constitution d'une Commission locale d'information (CLI)

La création d'une CLI (cf. § 8.3.5) peut intervenir dès le dépôt de la demande d'autorisation de création d'une INB. En tout état de cause, elle doit être effective après l'autorisation.

7.2.5 La consultation des autres pays de l'Union européenne

En application de l'article 37 du traité instituant la Communauté européenne de l'énergie atomique et du décret du 14 mars 2019, 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.

7.2.6 La consultation des organismes techniques

Le RPS qui accompagne la demande d'autorisation de création est transmis à l'ASN, qui le soumet à l'examen de l'un des GPE placés auprès d'elle.

7.2.7 Le décret d'autorisation de création (DAC)

Le ministre chargé de la sûreté nucléaire adresse à l'exploitant un avant-projet de décret accordant ou refusant l'autorisation de création. L'exploitant dispose d'un délai de deux mois pour présenter ses observations.

Le ministre arrête le projet de décret puis recueille l'avis de l'ASN.

L'autorisation de création d'une INB est délivrée par un décret du Premier ministre contresigné par le ministre chargé de la sûreté nucléaire.

Le décret d'autorisation de construction (DAC) fixe le périmètre et les caractéristiques de l'installation. Il fixe également la durée de l'autorisation, s'il y en a une, et le délai de mise en service de l'installation. Il impose en outre les éléments essentiels que requièrent la protection de la sécurité, de la santé et de la salubrité publique, ainsi que la protection de la nature et de l'environnement.

7.2.8 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 sûreté nucléaire.

L'ASN définit 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. Les projets de modification d'une INB susceptibles de provoquer un accroissement significatif de ses prélèvements d'eau ou de ses rejets dans l'environnement font l'objet d'une mise à disposition du public.

La décision réglementaire de l'ASN n° 2013-DC-0352 du 18 juin 2013 précise les modalités de mise en œuvre de cette procédure de mise à disposition du public.

7.2.9 Les autorisations de mise en service

La mise en service correspond à la première mise en œuvre de matières nucléaires dans l'installation. 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, une étude sur la gestion des déchets, le plan d'urgence interne et le plan de démantèlement. L'autorisation de mise en service d'une INB est délivrée par l'ASN. Elle est détaillée au § 19.1.

7.2.10 La 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.

En l'état des textes réglementaires, une modification est considérée comme substantielle dans les cas mentionnés par l'article R. 593-47 du code de l'environnement :

- un changement de la nature de l'installation ou un accroissement de sa capacité maximale ;
- une modification des éléments essentiels pour la protection des intérêts mentionnés au 1er alinéa de l'article L. 593-1 du code de l'environnement, qui figurent dans le décret d'autorisation ;
- un ajout, dans le périmètre de l'installation, d'une nouvelle INB dont le fonctionnement est lié à celui de l'installation en cause.

Les autres modifications sont 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 cette autorité aux termes de l'article L. 593-15 du code de l'environnement.

L'ASN a adopté, le 30 novembre 2017, la décision n° 2017-DC-0616 relative aux 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.

Elle 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 renforce la cohérence d'ensemble du dispositif, en proportionnant davantage le contrôle exercé par l'ASN aux enjeux de chaque modification.

7.2.11 Les autres installations situées dans le périmètre d'une INB

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

- l'INB ;
- les équipements et installations nécessaires à l'exploitation de l'INB ; techniquement, ces équipements peuvent, selon leur nature, être assimilables à des installations classées mais, en tant que partie de l'INB, ils sont soumis à la réglementation applicable aux INB ;
- les équipements et installations classées qui n'ont pas de lien nécessaire avec l'INB.

Les équipements nécessaires au fonctionnement de l'INB sont intégralement soumis au régime des INB prévu par le décret du 14 mars 2019. Les autres équipements situés dans le périmètre de l'INB relevant par leur nature d'un autre régime administratif (IOTA ou ICPE) restent soumis à ce régime. C'est néanmoins l'ASN qui a alors la compétence pour prendre les mesures individuelles et en assurer le contrôle.

7.2.12 Le décret de démantèlement

Le démantèlement d'une installation est prescrit par un décret, pris après avis de l'ASN. 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 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 de son démantèlement, une installation peut être déclassée.

7.3 Le contrôle des activités nucléaires

Le contrôle des activités nucléaires par l'ASN constitue une de ses missions fondamentales. Ce contrôle consiste à vérifier que tout responsable d'une activité nucléaire assume pleinement sa responsabilité et respecte les exigences de la réglementation relatives à la sûreté nucléaire et à la radioprotection. Il contribue à l'évaluation de la performance d'un exploitant et permet d'estimer les enjeux associés à une activité nucléaire.

Dans le cas des INB, le contrôle par l'ASN de la sûreté nucléaire et de la radioprotection s'étend à la protection de l'environnement et, dans les centrales nucléaires de production d'électricité (CNPE), à l'inspection du travail.

Le contrôle s'exerce à plusieurs niveaux :

- avant l'exercice par l'exploitant d'une activité soumise à autorisation, par un examen et une analyse des dossiers, documents et informations fournis par l'exploitant pour justifier son action. Ce contrôle vise à s'assurer du caractère pertinent et suffisant des informations et démonstrations fournies ;
- en cours d'exploitation, par des visites, par des inspections sur tout ou partie de l'installation, par des vérifications documentaires et sur le terrain lors des interventions présentant des enjeux importants, comme les arrêts programmés des réacteurs nucléaires, par l'analyse des rapports de réexamen périodique et par l'analyse des événements significatifs. Ce contrôle s'exerce par échantillonnage et par l'analyse des justifications apportées par l'exploitant quant à la réalisation de ses activités. En 2018, 2122 jours-inspecteur ont été consacrés à l'inspection des INB et des ESP, répartis en 748 inspections, dont environ 20 % de façon inopinée. Ce travail d'inspection est réparti en 1 150 jours-inspecteur dans les centrales nucléaires (370 inspections), 741 jours-inspecteur dans les autres INB (286 inspections), c'est à dire principalement les installations du cycle du combustible, installations de recherche et installations en démantèlement et 231 pour les ESP (92 inspections). En 2018, 186 jours-inspecteur ont été consacrés au contrôle d'organismes et de laboratoires agréés (de tout type, pas seulement les ESP), répartis sur 106 inspections, dont 48 % de façon inopinée.

L'ASN s'attache à faire respecter le principe de la responsabilité première de l'exploitant en matière de sûreté et de radioprotection (cf. § 9.1). Elle 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.

7.3.1 Le champ du contrôle

7.3.1.1 Les contrôles de la sûreté nucléaire

La sûreté nucléaire est l'ensemble des dispositions techniques et des mesures d'organisation relatives à la conception, à la construction, au fonctionnement, à l'arrêt et au démantèlement des INB ainsi qu'au transport des substances radioactives, prises en vue de prévenir les accidents ou d'en limiter les effets

dans le but de protéger les travailleurs, la population et l'environnement contre les effets des rayonnements ionisants. Par ailleurs, l'usage est d'intégrer dans cet ensemble les mesures techniques pour optimiser la gestion des déchets et effluents radioactifs.

Dans son action de contrôle, l'ASN s'intéresse aux équipements et matériels qui constituent les installations, aux personnes chargées de les exploiter, aux méthodes de travail et à l'organisation. Elle examine les dispositions prises en matière de sûreté ou de contrôle et de limitation des doses reçues par les personnes qui interviennent dans les installations, ainsi que les modalités relatives à la protection de l'environnement.

7.3.1.2 Le contrôle de la radioprotection

Dans les INB, l'ASN veille à l'application de la réglementation en matière de protection des personnes contre les rayonnements ionisants. Comme en matière de sûreté nucléaire, cette action s'exerce tout au long du fonctionnement des installations nucléaires.

7.3.1.3 Les équipements sous pression

De nombreux circuits contiennent ou véhiculent des fluides sous pression et sont soumis à ce titre à la réglementation des équipements sous pression, dont le contrôle est exercé par l'ASN dans les INB.

Parmi ces équipements, les circuits primaires et secondaires principaux des REP d'EDF sont des circuits particulièrement importants. Du fait qu'ils fonctionnent en régime normal avec une pression et une température élevées, leur bon comportement en service est l'une des clés de la sûreté des centrales nucléaires. En conséquence, l'ASN exerce un contrôle particulier sur ces circuits.

L'exploitation des équipements sous pression fait l'objet d'un contrôle qui porte en particulier sur les programmes de suivi en service, les essais non destructifs, les interventions de maintenance, le traitement des anomalies affectant ces circuits et les requalifications périodiques des circuits.

7.3.1.4 Le droit du travail dans les centrales nucléaires

Le contrôle de l'application de l'ensemble des dispositions relatives à la réglementation du travail (concernant en particulier la sécurité au travail ou les dispositifs sociaux visant à protéger les personnels) relève des agents en charge de l'inspection du travail.

Les missions principales de l'inspection du travail sont au nombre de trois – le contrôle, l'information et le conseil – et concernent les conditions de travail et la protection des travailleurs.

7.3.2 Les modalités du contrôle des INB

L'exploitant a la charge de fournir à l'ASN l'information nécessaire au contrôle. Cette information doit permettre d'analyser les démonstrations techniques présentées par l'exploitant et de cibler les inspections. Elle doit, par ailleurs, permettre de connaître et de suivre les événements importants qui marquent l'exploitation d'une INB.

Les modalités du contrôle de l'ASN s'adaptent aux spécificités et aux enjeux de chacun des domaines concernés (centrales nucléaires, installations hospitalières et industrielles utilisant des rayonnements ionisants, laboratoires de recherche, transports de substances radioactives, installations relatives aux déchets nucléaires,...) et s'exercent en mettant en œuvre les actions suivantes :

- l'inspection, en général sur site ou dans un service contrôlé, ou auprès des transporteurs de substances radioactives. 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 ;
- l'autorisation, après analyse de la démonstration du demandeur prouvant que ses activités sont maîtrisées sur le plan de la radioprotection et de la sûreté ;
- l'analyse du retour d'expérience, notamment par l'analyse des événements significatifs ;
- l'agrément d'organismes et de laboratoires participant aux mesures de radioactivité et aux contrôles de la radioprotection ainsi que d'habilitation d'organismes pour le contrôle des appareils à pression ;
- la présence sur le terrain, fréquente également en dehors des inspections ;
- la concertation avec les organisations professionnelles (syndicats, ordres professionnels, sociétés savantes...).

La réalisation de certains contrôles par des organismes et des laboratoires qui présentent les garanties nécessaires validées par un agrément ou une habilitation de l'ASN contribue au contrôle exercé sur les activités nucléaires.

Quand les actions de contrôle menées par l'ASN font apparaître des manquements aux exigences réglementaires, des sanctions (cf. § 7.4) peuvent être prises à l'encontre des exploitants. Celles-ci peuvent notamment consister à interdire le redémarrage ou à suspendre le fonctionnement d'une installation nucléaire jusqu'à ce que des mesures correctives soient prises.

7.3.3 L'organisation de l'ASN pour le contrôle des INB

7.3.3.1 L'inspection dans les INB

Pour atteindre ses objectifs, l'ASN dispose d'inspecteurs désignés et habilités par le président de l'ASN, selon les modalités définies par les articles R. 596-1 à R. 596-4 du code de l'environnement, 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.

Au 31 décembre 2018, le nombre des inspecteurs de la sûreté nucléaire en poste était de 221. Ces inspecteurs pilotent la majorité des inspections dans les INB. Des inspecteurs du travail ou de la radioprotection peuvent également intervenir dans ces installations.

7.3.3.2 Le contrôle de la fabrication des équipements sous pression

L'évaluation de la conformité de la conception et de la fabrication des CPP et CSP (ESPN de niveau N1¹) est exercée directement par l'ASN, qui peut se faire assister par un organisme habilité. L'évaluation de la

¹ Les ESPN sont classés en 3 niveaux, en fonction notamment de l'importance des émissions radioactives pouvant résulter de leur défaillance (de N1 à N3 par ordre de rejet décroissant). Les « ESPN de niveau N1 » sont donc les plus importants pour la sûreté.

conformité de la conception et de la fabrication des autres ESPN (N2 et N3) est exercée par des organismes habilités et surveillés par l'ASN.

L'ensemble des inspections réalisées chez les fabricants par les organismes est présenté au § 18.2.4.1.

7.3.3.3 Les événements significatifs

Les exploitants d'INB doivent déclarer les incidents significatifs pour la sûreté à l'ASN.

Ce sont des événements suffisamment importants en termes de sûreté, d'environnement ou de radioprotection pour justifier que l'ASN en soit rapidement informée et qu'elle reçoive ultérieurement une analyse plus complète.

L'ASN a jugé utile de transposer à la radioprotection et à la protection de l'environnement cette démarche, initialement limitée à la sûreté nucléaire. C'est ce que prévoient les textes de loi (codes de l'environnement, de la santé publique et du travail), l'« arrêté INB » et l'arrêté du 29 mai 2009 relatif aux transports de marchandises dangereuses par voies terrestres, dit « arrêté TMD ».

Les critères de déclaration des événements jugés significatifs tiennent compte :

- des conséquences réelles ou potentielles, sur les travailleurs, le public, les patients ou l'environnement, des événements pouvant survenir en matière de sûreté ou de radioprotection ;
- des principales causes techniques, humaines ou organisationnelles ayant entraîné l'apparition d'un tel événement.

L'ASN a par ailleurs défini, dans des guides, les principes et critères de déclarations d'événements significatifs.

Le processus de déclaration s'inscrit dans une démarche d'amélioration continue de la sûreté et de la radioprotection. Il nécessite la participation active de tous les acteurs à la détection et à l'analyse des écarts. Il permet aux autorités

- de s'assurer que l'exploitant a procédé à une analyse pertinente de l'événement et a pris les dispositions appropriées pour corriger la situation et éviter son renouvellement ;
- de faire bénéficier d'autres responsables d'activités similaires du retour d'expérience de l'événement.

Ce système n'a pas pour objet l'identification ou la sanction d'une personne ou d'un intervenant.

L'ASN examine l'ensemble des événements significatifs : cette analyse porte sur le respect des règles en vigueur en matière de détection et de déclaration des événements significatifs, sur les dispositions techniques immédiates prises par l'exploitant pour maintenir ou amener l'installation dans un état sûr et, enfin, sur la pertinence des comptes rendus d'événements significatifs fournis par l'exploitant. Les modalités d'examen et d'analyse en différé de ces événements par l'ASN et son appui technique l'IRSN sont détaillées au § 19.6.4.

Le nombre et le classement sur l'échelle INES (International Nuclear and Radiological Event Scale – échelle internationale des événements nucléaires et radiologiques) des événements significatifs survenus dans une installation nucléaire ne sont pas, à eux seuls, des indicateurs du niveau de sûreté de l'installation. En effet, d'une part, la classification sur un niveau donné est réductrice et ne suffit pas à rendre compte de la complexité d'un événement, d'autre part, le nombre d'événements recensés dépend du taux de déclaration. L'évolution du nombre d'événements ne reflète donc pas non plus l'évolution du niveau de sûreté.

7.4 Les sanctions

Lorsque l'ASN constate des manquements aux exigences réglementaires de sûreté, des mesures de police et des sanctions administratives peuvent être prises à l'encontre des exploitants, après mise en demeure.

Le code de l'environnement prévoit, en cas de constatation de manquement, des mesures de polices et des sanctions administratives graduées prononcées après mise en demeure et définies dans ses articles L. 171-8 et L. 596-4 :

- la consignation entre les mains d'un comptable public d'une somme équivalente au 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 ou du déroulement de l'opération (par exemple son redémarrage) jusqu'à ce que l'exploitant l'ait mise en conformité.

L'ordonnance du 10 février 2016 a complété ces dispositions pour permettre à l'ASN d'ordonner :

- le paiement d'une astreinte journalière maximale de 15 000 euros ;
- le paiement d'une amende administrative d'un montant maximal de 10 millions d'euros pour manquement aux dispositions applicables aux INB, à 1 million d'euros pour manquement aux dispositions applicables aux ESPN et à 30 000 euros dans les autres cas. Cette amende est prononcée par une commission des sanctions, qui est composée de quatre membres n'étant par ailleurs membres ni du collège, ni des services de l'ASN.

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

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

Par ailleurs, les infractions à caractère pénal sont constatées par procès-verbaux dressés par les inspecteurs et transmis au procureur de la République, qui décide de l'opportunité des poursuites.

Le code de l'environnement prévoit des sanctions pénales, détaillées dans ses articles L. 596-11 et L. 596-12 ; ces sanctions comportent des amendes de 7 500 € à 150 000 € qui peuvent être associées à une peine d'emprisonnement de 1 à 3 ans, selon la nature de l'infraction. Pour les personnes morales déclarées responsables pénalement, le montant de l'amende peut atteindre 10 000 000 €.

Le nombre de mesures administratives prises par l'ASN et le nombre de procès-verbaux dressés à l'encontre d'exploitants entre 2013 et 2018 sont regroupés dans le tableau 3.

Tableau 3 : Mesures administratives et procès-verbaux concernant les INB transmis au procureur de la République

Année	Mesures administratives (mise en demeure)	PV transmis au procureur de la République	Nombre de PV de l'inspection du travail
2013	16	10	10
2014	9	6	9
2015	4	4	3
2016	6	2	1
2017	2	13	5
2018	5	14	2

8. 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 (ASN)

La loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 (codifiée au code de l'environnement) 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, qui sont soumises à l'homologation du ministre chargé de la sûreté nucléaire ou de la radioprotection. L'ASN prépare des projets de textes réglementaires pour le compte du Gouvernement et précise la réglementation par des décisions techniques.

Le Gouvernement conserve le pouvoir de définir, par décret ou par arrêté, la réglementation générale s'appliquant aux activités nucléaires. L'ASN est obligatoirement consultée par le Gouvernement sur les textes de réglementation générale dans ses domaines de compétence et sur les principales décisions individuelles.

L'ASN instruit l'ensemble des demandes des autorisations individuelles des INB. Elle peut accorder toutes les autorisations, à l'exception des autorisations majeures des INB telles que leur création et leur démantèlement, prises par le Gouvernement.

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.

Le Gouvernement est responsable de la protection civile en cas de situation d'urgence.

Les inspecteurs de la sûreté nucléaire et ceux de la radioprotection que l'ASN désigne assurent une surveillance et un contrôle des activités nucléaires. L'inspection du travail dans les centrales 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.

L'ASN apporte son concours à la gestion des situations d'urgence radiologique.

L'ASN contribue à l'information des citoyens.

L'ASN s'appuie, sur le plan technique, sur l'expertise que lui fournissent principalement l'IRSN et les groupes permanents d'experts.

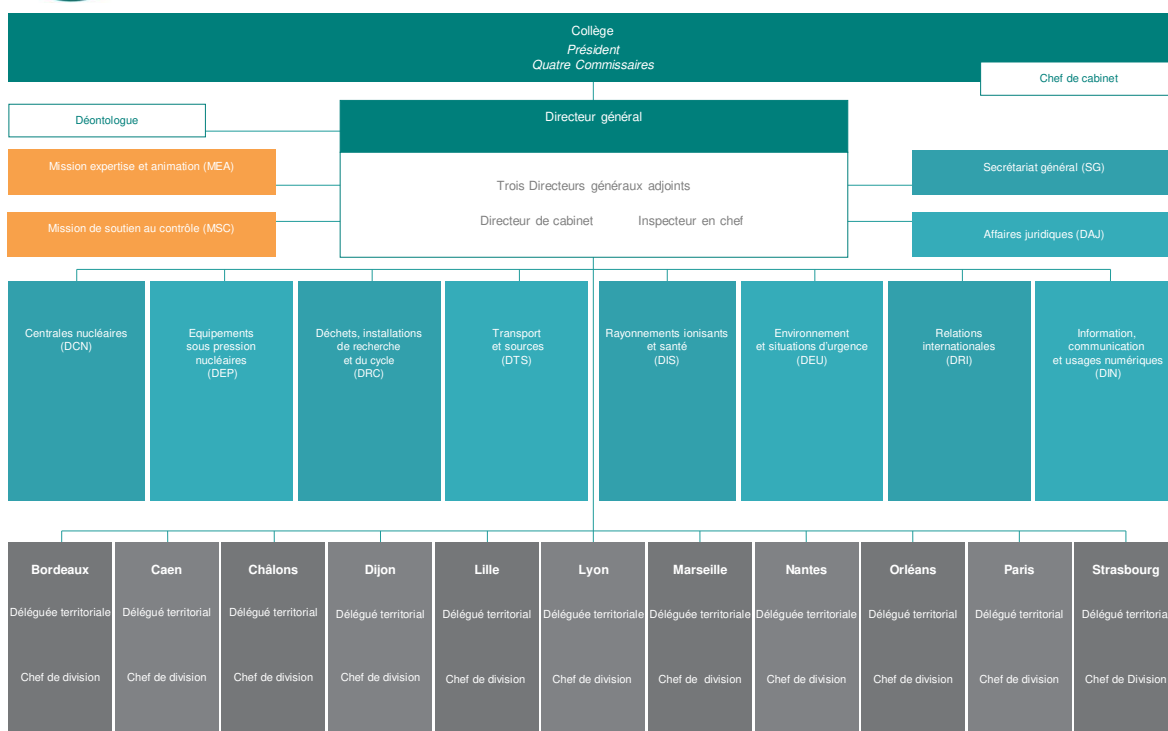
De manière plus détaillée :

- L'ASN est consultée sur les projets de décret et d'arrêté ministériel de nature réglementaire relatifs à la sécurité nucléaire, au sens de l'article L. 593-25 du code de l'environnement, qui inclut la sûreté nucléaire.
- L'ASN instruit les demandes d'autorisation de création, les dossiers de démantèlement des INB ainsi que les demandes de modifications substantielles de ces installations et fait des propositions au Gouvernement sur les décrets à prendre dans ces domaines. Pour plus de détails, voir le § 7.2
- 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, les transports de substances radioactives ainsi que les activités nucléaires en dehors des INB. Elle délivre les agréments requis aux organismes qui participent aux contrôles et à la veille en matière de sûreté nucléaire ou de radioprotection. Pour plus de détails, voir le § 7.3 ;
- 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. Ces mesures sont détaillées au chapitre 16 ;
- 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. Elle utilise également divers canaux, supports écrits (lettre mensuelle de l'ASN, rapport annuel), site Internet www.asn.fr, centre d'information et de documentation du public, conférences de presse, séminaires et expositions.

8.1.1 Organisation de l'ASN



ORGANISATION



Version du 01/06/2018

Figure 3 : Organisation générale de l'ASN

8.1.1.1 Le collège de l'ASN

L'ASN est dirigée par un collège composé de cinq commissaires nommés par décret en raison de leur compétence dans les domaines de la sûreté nucléaire ou de la radioprotection. 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 du collège est d'une durée de six ans. Il n'est pas reconductible. Les commissaires de l'ASN exercent leurs fonctions à plein temps.

Le collège définit la stratégie de l'ASN. À cet égard, il intervient plus particulièrement 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.

Tant à l'occasion qu'en dehors de l'exercice de leur mission, les commissaires veillent à ne pas se placer dans une situation qui compromettrait leur indépendance à l'égard des personnes ou entités sur lesquelles l'ASN est appelée à exercer son contrôle ou qui pourrait être perçue comme de nature à compromettre l'exercice impartial de cette mission. Dans l'exercice de leurs attributions, les commissaires ne reçoivent et ne sollicitent d'instructions d'aucune autorité. Les commissaires s'abstiennent de diffuser des informations et de prendre, à titre personnel, une position publique qui puisse porter préjudice au bon fonctionnement de l'ASN.

Les règles déontologiques régissant les commissaires sont rappelées 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 publié au Journal officiel du 26 octobre 2018 (décision n° 2018-DC-0644 du 9 octobre 2018 de l'ASN).

Les commissaires sont tenus d'établir deux déclarations d'intérêts et une déclaration de situation patrimoniale en application de deux dispositifs juridiques différents.

8.1.1.2 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 délégations 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 (cf. figure 3). Les services centraux de l'ASN ont pour rôle de gérer les affaires nationales 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. Chaque entité de l'ASN contribue à l'information du public en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection.

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. Enfin, elles contribuent à la mission d'information du public confiée par la loi à l'ASN.

8.1.2 Le fonctionnement de l'ASN

8.1.2.1 Ressources humaines

L'effectif global de l'ASN s'élève au 31 décembre 2018 à 516 personnes, dont 289 dans les services centraux, 226 dans les divisions territoriales et 1 à l'étranger.

Au 31 décembre 2018, l'âge moyen des agents de l'ASN était de 47 ans. Cette pyramide des âges équilibrée et la diversification 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.

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 2018, plus de 4 600 jours de formation ont été dispensés aux agents de l'ASN. Le coût financier des stages assurés par des organismes autres que l'ASN s'est élevé à 390 k€.

8.1.2.2 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 2018, le budget de l'ASN s'est élevé à 84,45 M€. Il comprenait 45,89 M€ de crédits de masse salariale et 38,56 M€ de crédits de fonctionnement des services centraux et des onze divisions territoriales de l'ASN.

Par ailleurs, comme le prévoit la loi, l'ASN s'appuie sur l'IRSN qui lui apporte une expertise technique, étayée le cas échéant par des recherches pour un montant de 84,3 M€ en 2018.

8.1.2.3 Système de management de la qualité

Pour garantir et améliorer la qualité et l'efficacité de son action, l'ASN définit et met en œuvre un système de management par la qualité 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 par la qualité de l'ASN ;
- 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, dans un effort d'amélioration continue de son fonctionnement.

8.2 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.

8.2.1 L'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN)

L'IRSN est un établissement public et commercial autonome créé par l'article 5 de la loi n° 2001-398 et ses missions sont définies par la Loi TECV de 2015. Il est l'expert public des risques nucléaires et radiologiques. À ce titre, il traite l'ensemble des questions scientifiques et techniques associées à ces risques, en France et à l'international. Ses activités couvrent ainsi de nombreux domaines : surveillance de l'environnement, intervention en cas de risque radiologique, radioprotection de l'homme en situation normale et accidentelle, prévention des accidents majeurs, sûreté et sécurité des réacteurs nucléaires, usines, laboratoires, transports et déchets. L'IRSN est également présent dans le domaine de l'expertise nucléaire de défense.

L'Institut concourt aux politiques publiques en matière de santé, de sûreté nucléaire, d'environnement et de gestion de crise. Il interagit, dans ce cadre, avec tous les acteurs concernés, tout en veillant à son indépendance de jugement : pouvoirs publics, notamment les autorités de sûreté et de sécurité nucléaires, organismes de recherche et associations de parties prenantes. En outre, l'IRSN contribue à la formation et à l'information du public sur les risques nucléaires et radiologiques.

L'Institut conduit et met en œuvre des programmes de recherche afin d'asseoir la capacité nationale d'expertise publique sur les connaissances scientifiques les plus avancées à l'échelle internationale et de contribuer au développement des connaissances scientifiques en matière de 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. Selon son décret constitutif précité, il assure enfin certaines missions d'intérêt public au-delà du domaine de la recherche, notamment en matière de surveillance de l'environnement et des personnes exposées aux rayonnements ionisants et la gestion de l'inventaire des sources radioactives.

Certifié ISO 9001 en 2007, l'IRSN développe sa politique de la qualité sur la base d'une démarche d'amélioration continue visant à accroître la qualité de son expertise. Dans le cadre de cette démarche, l'avis de l'ASN et de l'ensemble des bénéficiaires de l'appui technique de l'IRSN est pris en compte. Par ailleurs des rendez-vous périodiques donnent lieu à des échanges entre l'ASN et l'IRSN sur les travaux d'expertise passés, en cours et à venir.

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 à plus de 400 personnes. 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.

L'IRSN est un appui technique de l'ASN. Concrètement, les exploitants déposent des dossiers de demande d'autorisation auprès de l'ASN. Pour préparer sa décision, l'ASN peut saisir l'IRSN qui produit un avis technique. Pour instruire la saisine et établir son avis technique, l'IRSN a, autant que de besoin, des échanges avec l'exploitant. L'avis technique produit par l'IRSN est analysé par l'ASN et, selon les sujets, par les groupes permanents d'experts. Les avis de l'IRSN sont publics.

8.2.2 Les groupes permanents d'experts

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

Huit groupes permanents d'experts (GPE) ont été constitués auprès du directeur général de l'ASN. Les GPE sont consultés par l'ASN sur la sûreté nucléaire et la radioprotection des installations et des activités relevant de leur domaine de compétence : les réacteurs nucléaires, les laboratoires et usines mettant en œuvre des matières radioactives, les installations en démantèlement, la radioprotection en milieu médical, la radioprotection en milieux autres que médical, les déchets, le transport et les équipements sous pression nucléaires.

Pour chacun des sujets traités, les GPE étudient les rapports établis par l'IRSN ou un autre expert mandaté, par un groupe de travail créé pour l'occasion ou par l'une des entités de l'ASN. Ils émettent un avis assorti de recommandations.

Les GPE sont composés d'experts nommés à titre personnel en raison de leur compétence, issus de milieux industriels, universitaires et associatifs. L'ASN poursuit depuis plusieurs années un effort de diversification de ces experts. Chaque GPE peut faire appel à toute personne reconnue pour ses compétences particulières. Il peut procéder à l'audition de représentants de l'exploitant. La participation d'experts étrangers permet de diversifier les modes d'approche des problèmes et de mieux bénéficier de l'expérience acquise au plan international.

Dans le souci d'améliorer la transparence en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection, l'ASN rend publics les documents relatifs aux réunions des GPE, notamment leurs avis ainsi que la position de l'ASN. Les synthèses des rapports d'instruction de l'IRSN présentés aux GPE sont aussi publiques.

8.3 Les autres acteurs de la sûreté et de la radioprotection

8.3.1 L'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques (OPECST)

Créé en juillet 1983, l'OPECST est chargé d'informer le Parlement des conséquences des choix de caractère scientifique ou technologique afin, notamment, d'éclairer ses décisions. L'Office parlementaire

est assisté d'un Conseil scientifique composé de 24 membres qui reflète la diversité des disciplines scientifiques et techniques.

Les auditions ouvertes à la presse constituent une tradition bien établie au sein de l'OPECST. Elles permettent à toutes les parties intéressées de s'exprimer, faire valoir leurs arguments et débattre publiquement sur un thème donné, sous la conduite du rapporteur de l'OPECST.

C'est devant l'OPECST que l'ASN présente chaque année son rapport sur l'état de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en France.

8.3.2 Le Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire (HCTISN)

En matière de sûreté nucléaire et de radioprotection, la loi TSN a institué le HCTISN, instance d'information, de concertation et de débat sur les risques liés aux activités nucléaires et l'impact de ces activités sur la santé des personnes, sur l'environnement et sur la sécurité nucléaire.

Le Haut Comité peut émettre un avis sur toute question dans ces domaines, ainsi que sur les contrôles et l'information qui s'y rapportent. Il peut également se saisir de toute question relative à l'accessibilité de l'information en matière de sécurité nucléaire et proposer toute mesure de nature à garantir ou à améliorer la transparence en matière nucléaire.

Le Haut Comité 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'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 président du Haut Comité est nommé par décret parmi les parlementaires, les représentants des commissions locales d'information et les personnalités choisies en raison de leur compétence.

Le HCTISN a mis en place avec le soutien de l'ASN, de l'IRSN, d'EDF et de l'association nationale des comités et commissions locales d'information, la concertation sur la poursuite de fonctionnement des réacteurs de 900 MWe.

En 2017, le HCTISN a rendu publique deux avis :

- les mesures d'information du public et de transparence sur les anomalies de fabrication de la cuve de l'EPR de Flamanville 3 ;
- les anomalies de concentration en carbone de certains générateurs de vapeur des réacteurs d'EdF.

8.3.3 La Mission sûreté nucléaire et radioprotection (MSNR)

La Mission sûreté nucléaire et radioprotection (MSNR) est un service ministériel qui traite des dossiers relevant de la compétence du Gouvernement dans le domaine de la sûreté nucléaire et de la radioprotection.

Ainsi, la MSNR :

- prépare les textes de réglementation générale, en lien avec l'ASN ;
- pilote les procédures administratives individuelles relevant de la compétence des ministres ;
- assure la cohérence des textes réglementaires entre INB et ICPE ;
- assure le secrétariat du HCTISN (cf. § 8.3.2).

8.3.4 Le Conseil supérieur de la prévention des risques technologiques (CSPRT)

Le CSPRT 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 prévus à l'article L. 593-2 du code de l'environnement.

8.3.5 Les commissions locales d'information (CLI)

Les CLI, dont la création incombe au président du Conseil départemental, et comprenant des élus, des associations, des syndicats, des personnalités qualifiées et des représentants du monde économique, ont 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 l'environnement pour les installations qui les concernent.

La « loi TECV » a renforcé les compétences des CLI, qui peuvent notamment demander à l'exploitant d'organiser des visites des INB, ou encore demander à l'exploitant d'organiser des visites d'installations « à froid » après un incident de niveau supérieur ou égal à 1 sur l'échelle INES. Les CLI doivent organiser une fois par an une réunion publique ouverte à tous.

Pour les CLI de sites nucléaires localisés dans un département frontalier, leur composition est ouverte à des membres des États voisins. Le décret n° 2019-190 du 14 mars 2019 a codifié les dispositions applicables aux INB, au transport de substances radioactives et à la transparence en matière nucléaire dans le code de l'environnement (cf. § 7.1.2). Il insère également dans ce code de nouvelles dispositions relatives aux CLI.

Les textes portant sur des mesures individuelles pour les INB (décret d'autorisation de création ou de démantèlement, par exemple) font l'objet d'une procédure d'audition de l'exploitant et de la CLI par l'ASN, comme cela est prévu par une décision de l'ASN du 13 avril 2010.

9. 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 de l'exploitant. Ce principe de responsabilité première de l'exploitant figure dans le code de l'environnement.

L'arrêté INB traite également du système de gestion intégrée de l'exploitant et prévoit que ce dernier définisse et mette en œuvre un système de management 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'ASN, pour le compte de l'État, veille à ce que cette responsabilité soit pleinement assumée dans le respect des prescriptions réglementaires. L'articulation des rôles respectifs de l'ASN et de l'exploitant peut se résumer ainsi :

- l'ASN définit des objectifs généraux de sûreté et de radioprotection ;
- l'exploitant propose des modalités techniques pour les atteindre, et les justifie ;
- l'ASN vérifie que ces modalités permettent d'atteindre ces objectifs ;
- l'exploitant met en œuvre les dispositions approuvées ;
- l'ASN contrôle, lors d'inspections, la bonne mise en œuvre de ces dispositions et en tire les conséquences.

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

9.2.1 Les mesures prises par EDF

En tant qu'industriel responsable, et conscient de la spécificité de l'activité de production nucléaire, EDF a toujours cherché, depuis le début de l'exploitation des centrales nucléaires, à informer le public à propos du fonctionnement des installations, des événements techniques et des activités concernant cette forme d'énergie en général et en particulier sous les aspects sûreté.

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 (cf. § 8.3), 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, au titre de l'article L. 125-15 du code de l'environnement, chaque site est amené à publier un rapport annuel qui 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 site.

EDF participe aussi aux travaux du HCTISN.

9.2.2 Les mesures prises par le CEA

Le CEA tient les commissions régulièrement informées 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. Une CLI (cf. § 8.3.5) est en place auprès de chaque centre du CEA.

Les suites de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, et tout particulièrement les tests de résistance, ont fait l'objet de présentations spécifiques de la part du CEA et ont été largement débattues au sein des CLI.

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

Dans le cadre de l'instruction du dossier de démantèlement du réacteur RAPSODIE, le CEA, notamment le centre de Cadarache, a participé à l'enquête publique et aux auditions par les services de l'État concernés prévues par la procédure.

Le CEA participe aux travaux du HCTISN.

9.2.3 Les mesures prises par l'ILL

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

- participation aux réunions plénières et aux réunions publiques de la CLI ;
- participation aux campagnes régionales d'information sur les risques industriels ;
- 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 suites de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi font l'objet de présentations détaillées. Des rubriques questions-réponses ont été intégrées ;
- participation à des forums techniques-scientifiques ;
- réunions publiques auprès des communes et entreprises voisines.

E - Considérations générales de sûreté

10. 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 Les demandes de l'ASN

Conformément à la mission qui lui est confiée, l'ASN a demandé dès l'origine aux exploitants d'INB de mettre en place une organisation permettant d'assurer que la priorité est donnée à la sûreté nucléaire.

En l'inscrivant au niveau législatif, l'ordonnance n° 2016-128 du 10 février 2016 a renforcé l'exigence imposée à l'exploitant d'une INB d'accorder la priorité à la protection des intérêts protégés² et à son amélioration permanente. La loi impose également à l'exploitant de formaliser sa politique en la matière dans un document qui doit affirmer explicitement cette priorité. L'exploitant doit enfin mettre en place et formaliser 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.

Historiquement, ce système de management de la sûreté est fondé notamment sur une démarche d'assurance qualité et sur le développement d'une culture de sûreté nucléaire. Le management de la sûreté doit s'intégrer dans le système de management de l'entreprise afin de garantir la protection des intérêts mentionnés par le code de l'environnement en accordant la priorité à la prévention des accidents et à la limitation de leurs conséquences.

10.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

La responsabilité d'exploitant nucléaire au sein d'EDF pour les réacteurs nucléaires est décrite dans l'annexe 3. Le système de gestion intégrée est développé dans le § 13.2.

Compte tenu de l'importance de l'ensemble des activités nucléaires d'EDF en France, mais aussi en Grande Bretagne et en Chine, EDF s'est dotée d'une Politique Sûreté Nucléaire qui s'applique à l'ensemble de ses activités, au sein de chaque société du Groupe, opératrice d'installations nucléaires (conception et construction de nouveaux projets, exploitation des parcs existants, maintenance, gestion des déchets, déconstruction).

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

² Au sens du code de l'environnement, il s'agit des intérêts vis-à-vis des risques ou inconvénients que les activités de l'exploitant peuvent présenter pour la sécurité, la santé et la salubrité publique ou la protection de la nature et de l'environnement.

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.

La responsabilité de la mise en œuvre de cette politique par chaque métier et chaque société 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, et transparence et dialogue. Cette politique est diffusée et portée auprès de chaque agent et de chaque prestataire.

Une évaluation de sûreté indépendante est mise en place au niveau de chaque site, de chaque société et du Groupe EDF. En France, elle est assurée : par la mission sûreté qualité au niveau des centrales nucléaires, par le directeur délégué sûreté et l'inspection nucléaire au niveau de la Division Production Nucléaire (DPN), par l'inspection générale pour la sûreté nucléaire et la radioprotection au niveau du président directeur général du groupe.

En complément de cette politique sûreté du groupe EDF, la DPN, la Division Combustible Nucléaire (DCN) et la Direction Ingénierie et Projets Nouveau Nucléaire (DIPNN) ont établi une politique managériale Intégrée pour couvrir, au-delà de la sûreté, la protection des intérêts. Pour répondre plus précisément aux attentes de la réglementation, chaque INB de la DPN s'est dotée d'une politique en matière de protection des intérêts formalisée, affirmant la priorité à la protection des intérêts protégés et à son amélioration permanente. Cette politique en matière de protection des Intérêts des INB de la DPN est prise en compte par les unités nationales effectuant des AIP pour le compte d'une INB, ainsi que par les prestataires intervenant sur les INB.

Afin d'assurer la priorité requise à la sûreté, EDF a, dès le début de l'exploitation de ses installations, mis en place un dispositif fondé sur la défense en profondeur (en particulier, une démarche qualité avec analyse de risques, contrôle et vérification, une filière indépendante de sûreté) qui a été renforcé au fur et à mesure dans le but de progresser de façon pérenne, en intégrant les éléments du retour d'expérience et les meilleures pratiques de l'industrie nucléaire.

En vue de satisfaire le double objectif du management de la sûreté (INSAG 13, 1999) – améliorer les résultats de sûreté et renforcer la culture de sûreté – le dispositif historique a été complété depuis le début des années 2000, sur 2 volets :

- « les pratiques des managers », avec le déploiement du Guide management de la sûreté construit autour de 3 principes-clés : leadership sûreté, développement et engagement du personnel et amélioration continue,
- « les pratiques des intervenants », avec le développement des pratiques de fiabilisation des interventions (pré-job briefing, minute d'arrêt, autocontrôle, contrôle croisé, communication sécurisée, débriefing).

En partant des pratiques internationales et de ses convictions dans le domaine, EDF a produit :

- 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.

10.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

10.3.1 Les réacteurs du CEA

La sûreté nucléaire est une priorité du CEA. Elle 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 la présentation de l'organisation en annexe 3, § 3.2) ;
- 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 en matière de sécurité 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, et d'autre part au management de la sûreté nucléaire du CEA. Il rend des arbitrages sur les décisions stratégiques.

L'administrateur général est assisté par la direction de la sécurité et de la sûreté nucléaire, pour la sécurité, la sûreté nucléaire, la radioprotection et les transports. Cette direction définit, pour le CEA, la politique de sûreté, politique basée sur une démarche de progrès.

Le directeur de l'énergie nucléaire, assisté par la direction de la qualité et de l'environnement de la DEN, décline et suit l'application de la politique de sûreté du CEA dans toutes les installations.

Les éléments de doctrine existants sont notamment rassemblés dans le manuel CEA de la sûreté nucléaire.

Au niveau local, les directeurs des centres et les chefs d'installations constituent la ligne d'action ; ils veillent à l'application de la politique de sûreté explicitée dans chaque installation dont ils ont la responsabilité.

La fonction de contrôle est assurée par des entités distinctes de celles qui constituent la ligne d'action. La fonction de contrôle consiste à vérifier l'efficacité et l'adéquation des actions menées et de leur contrôle technique interne. Des unités de soutien en sûreté nucléaire, à caractère généraliste, fournissent, au niveau des centres, un renfort aux installations.

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. Le directeur de l'IGN peut décider sa saisine sur des sujets opportuns.

Les mesures prises par le CEA pour garantir la sûreté tiennent compte de la grande variété de ses installations, liée à la variété des programmes de recherche qu'il mène et à leur évolution dans le temps et, en conséquence, de la diversité des risques potentiels. Depuis 2006, le CEA a adopté une politique de sûreté qu'il décline au travers d'un plan triennal d'amélioration de la sûreté. Cette démarche a permis la mise en place de contrats formalisant des objectifs de sûreté et de radioprotection précis et les moyens associés.

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.

Le CEA a renforcé les dispositions d'organisation de la radioprotection pour les opérations réalisées par des entreprises prestataires.

Par ailleurs, le CEA continue de renforcer certains axes de progrès, parmi lesquels :

- l'organisation du soutien technique aux installations dans certains domaines d'expertise, comme le séisme, le génie civil, la criticité et le facteur humain ;
- les dispositions organisationnelles relatives à la maîtrise des prestataires ;
- l'organisation des opérations de démantèlement.

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

La sûreté nucléaire a toujours été et reste la priorité de l'ILL. Le niveau de sûreté atteint par l'ILL repose sur l'organisation suivante :

- une unité radioprotection-sécurité-environnement directement rattachée au directeur de l'Institut ;
- une unité qualité-risque-sûreté directement rattachée à la direction ;
- une division réacteur, dont le chef, par délégation du directeur, assure la responsabilité de l'exploitation et de la sécurité du réacteur et de ses annexes.

La gestion des équipements et des activités importants pour la protection (EIP et AIP) est définie dans le système de management intégré, conformément à l'arrêté INB.

10.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN

10.4.1 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.

Afin d'exercer ses responsabilités et de 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. Elle exerce sa mission de contrôle en utilisant, de manière 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 des activités nucléaires pour les personnes et l'environnement. L'ambition de l'ASN est d'exercer un contrôle reconnu par les citoyens et constituant une référence internationale.

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, à trois ans et d'une nouvelle politique de contrôle, qui est mise en œuvre au quotidien depuis 2018. La politique de contrôle ainsi définie met l'accent sur le renforcement d'une approche graduée du contrôle. Deux paramètres doivent être pris en compte pour évaluer les priorités du contrôles : d'une part, les risques intrinsèques que présentent les activités pour les personnes et l'environnement, d'autre part, le comportement des responsables d'activité et les moyens qu'ils mettent en œuvre pour maîtriser ces risques.

Le système de management de la qualité (SMQ) favorise l'implication de tous pour l'accomplissement des missions de l'ASN. Sous l'impulsion du Collège et de la direction générale, le SMQ a pour objectifs :

- de définir les modalités d'accomplissement de nos missions : le SMQ établit des règles claires et partagées ; Il favorise la cohérence de notre action sur le territoire et l'exercice des responsabilités de chacun au quotidien ;

- d'améliorer l'efficacité de notre action : des dispositifs d'écoute, d'audits, de revue permettent d'identifier des axes d'amélioration et des bonnes pratiques pour l'accomplissement de nos missions.

En particulier, l'ASN accueille régulièrement des missions IRRS :

- en 2006, une mission IRRS portant sur l'ensemble de ses activités,
- en 2009, une mission de suivi,
- en 2014, une mission IRRS portant sur l'ensemble de ses activités,
- en 2017, une mission de suivi (du 1^{er} au 9 octobre 2017) : 40 recommandations et suggestions sur les 46 formulées à l'issue de la mission de 2014 ont été closes ou considérées comme telles « sous condition de mise en œuvre des actions en cours de réalisation » lors de la mission de suivi. Le rapport de l'AIEA, dans sa forme définitive, a été transmis à la France en mars 2017 et rendu public sur le site Internet de l'ASN.

L'ASN participe également aux missions IRRS réalisées à l'étranger auprès d'autres Autorités de sûreté, ce qui lui permet aussi de tirer parti des meilleures pratiques internationales pour faire progresser la sûreté nucléaire et la radioprotection en France.

10.4.2 Les exploitants

Le contrôle que l'ASN réalise sur la politique et le système de management de la sûreté (aux niveaux local et national) des exploitants des INB s'exerce à plusieurs niveaux :

- vérifier 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 ;
- examiner, 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 ;
- analyser 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.

Les actions de l'ASN dans le domaine figurent dans les chapitres suivants, en particulier dans le chapitre 12.

11. Article 11 : Ressources financières et humaines

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.

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 Les demandes de l'ASN

Le code de l'environnement prévoit que, lors de la création d'une INB, qui est soumise à autorisation, « l'autorisation prend 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 ».

L'arrêté INB prévoit des dispositions pour que l'exploitant ait des ressources – notamment financières - adaptées pour définir, mettre en œuvre, maintenir, évaluer et améliorer un système de management intégré. Il prévoit également que l'exploitant dispose des ressources suffisantes pour la mise en œuvre de la politique en matière de sécurité, de santé et salubrité publiques, de la protection de la nature et de l'environnement.

Par ailleurs, la loi du 28 juin 2006 met en place un dispositif relatif à la sécurisation des charges nucléaires liées au démantèlement des installations nucléaires et à la gestion des déchets radioactifs.

Le dispositif juridique vise à sécuriser le financement des charges nucléaires, en respectant le principe « pollueur-payeur ». C'est donc aux exploitants nucléaires de prendre en charge ce financement, par la constitution d'un portefeuille d'actifs dédiés à hauteur des charges anticipées. Ceci se fait sous contrôle direct de l'État, qui analyse la situation des exploitants et peut prescrire les mesures nécessaires en cas de constat 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.

Le cadre juridique prévoit que les exploitants évaluent, de manière prudente, les charges de démantèlement de leurs installations ou, pour les installations de stockage de déchets radioactifs, leurs charges d'arrêt définitif, d'entretien et de surveillance. Ils évaluent également les charges de gestion de leurs combustibles usés et de leurs déchets radioactifs. Dans ce cadre, ils remettent des rapports triennaux et des notes d'actualisation annuelles.

11.1.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

Avec une puissance installée nette de 129,3 GWe dans le monde au 31 décembre 2018, pour une production mondiale de 580,8 TWh, le Groupe EDF dispose de l'un des plus importants parcs de production au monde et, parmi les dix plus grands énergéticiens de la planète, du parc le moins émetteur de CO₂ par kilowattheure produit grâce à la part du nucléaire (72,9 GWe), de l'hydraulique (21,5 GWe) et des autres énergies renouvelables (9,4 GWe) dans son mix de production.

En 2017, le Groupe a réalisé un chiffre d'affaires consolidé de 69,6 milliards d'euros, un EBITDA de 13,7 milliards d'euros et un résultat net part du Groupe de 3,2 milliards d'euros.

En France continentale, la production nette d'électricité par EDF en 2017 a été de 424,7 TWh, dont 379,1 TWh issus de la production nucléaire (63,1 GWe de capacité installée), 29,5 TWh hydraulique (19,8 GWe) et 16,1 TWh du thermique (9,4 GWe).

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 58 réacteurs du parc en fonctionnement, a été réévalué à 45Mds€₂₀₁₃, soit 48,1 Mds€ 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, des avis et prescriptions de l'ASN ainsi que des procédures d'autorisation prévues pour un fonctionnement des réacteurs au-delà de 40 ans.

Dans ce contexte, EDF poursuivra un volume important de travaux et vise à pérenniser son patrimoine technique et industriel, par des actions tant techniques qu'organisationnelles et humaines. Les programmes de rénovation ou de remplacement des gros composants des centrales comme les alternateurs, les transformateurs ou les générateurs de vapeur se poursuivront.

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 à la déconstruction des centrales nucléaires et à l'aval du cycle du combustible (gestion à long terme des déchets radioactifs, part de la provision pour derniers cœurs des centrales relative aux coûts futurs de gestion à long terme des déchets radioactifs). Les actifs dédiés représentaient au 31 décembre 2017 une valeur de réalisation de 25,9 milliards d'euros.

EDF considère que l'ensemble des éléments présentés ci-dessus montre qu'il dispose des ressources financières pour les besoins de la sûreté de chaque installation nucléaire pendant toute la durée de sa vie.

11.1.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

11.1.3.1 Les réacteurs du CEA

Plus de 33 millions d'euros sont consacrés annuellement à la sûreté des réacteurs de recherche du CEA. Cette évaluation ne tient pas compte des travaux qui sont réalisés dans le cadre des tests de résistance.

Le CEA provisionne, comme la réglementation le prévoit pour toutes les installations nucléaires, des budgets pour le démantèlement futur de ses réacteurs de recherche. Les coûts de démantèlement sont réévalués tous les 3 ans.

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

Le budget annuel de l'ILL est d'environ 90 M€, dont 20 % sont consacrés aux investissements aussi bien pour les grosses maintenances, les jouvences ou travaux neufs sur le réacteur, que pour la modernisation continue des instruments scientifiques.

Comme pour le CEA, l'ILL doit provisionner un budget en vue du démantèlement futur du RHF. Ce budget est réévalué tous les 3 ans.

11.1.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN

11.1.4.1 Les réacteurs électronucléaires

Depuis 2000, EDF a connu plusieurs changements successivement, au cours desquels le marché intérieur et ses statuts ont changé. Fin 2005, l'entreprise a ouvert son capital, l'État restant actionnaire à hauteur de 83,7 % au 30 juin 2018 et le cadre législatif précise que celui-ci détient au moins 70 % du capital et des droits de vote.

La préoccupation de la maîtrise des coûts demeure affirmée par l'exploitant dans son dialogue avec l'ASN, en particulier sur les aspects de faisabilité économique, sur la justification de certaines demandes ou de certains échéanciers et sur le traitement des dossiers de très court terme lors des arrêts de réacteur.

En application de l'article L. 594-4 du code de l'environnement, les exploitants d'INB transmettent tous les trois ans à l'autorité administrative un rapport décrivant l'évaluation des charges mentionnées à l'article L. 594-1 du code de l'environnement, les méthodes appliquées pour le calcul des provisions correspondant à ces charges et les choix retenus en ce qui concerne la composition et la gestion des actifs affectés à la couverture de ces provisions. Ces rapports, dont les derniers ont été remis en 2016, sont instruits par la Direction générale de l'énergie et du climat du Ministère de la transition écologique et solidaire. Par ailleurs, les exploitants doivent remettre annuellement une note d'actualisation de ce rapport triennal.

De façon générale, la méthodologie d'évaluation des charges liées au démantèlement doit être explicitée de manière détaillée. Les incertitudes portant sur les opérations de démantèlement et de gestion des déchets et pesant sur les charges doivent être précisées. L'ASN et le Ministère de la transition écologique et solidaire ont identifié en particulier que le coût de l'assainissement des sols lors du démantèlement des installations doit être mieux pris en compte, de même que les impacts d'éventuels retards de disponibilités d'installations de traitement, conditionnement, entreposage ou stockage des déchets radioactifs. Les prochains rapports devront prendre en compte les avancées concernant les projets de stockage des déchets Cigéo et FA-VL (faible activité à vie longue), la création d'un deuxième centre de stockage de déchets de très faible activité (TFA) et la création de nouvelles capacités d'entreposages de déchets radioactifs et de combustibles usés.

11.1.4.2 Les réacteurs de recherche

Les installations de recherche sont souvent exploitées par de grands organismes de recherche publics. Leurs ressources sont ainsi sensibles au contexte budgétaire de l'État. Si la source de financement que constitue l'État offre certaines garanties, elle conduit parfois à des arbitrages pouvant remettre en cause la pérennité de certaines installations de recherche. Les rénovations et remises au niveau des exigences de sûreté actuelles, à la suite des réexamens périodiques, exigeant souvent des travaux de grande envergure, restent difficiles. Ces opérations peuvent ainsi se prolonger sur de nombreuses années. L'ASN veille à ce que les contraintes budgétaires n'aient pas de conséquence en matière de sûreté et de radioprotection pour le fonctionnement des installations de recherche.

L'ASN estime que le bilan des « grands engagements », mis en œuvre depuis 2007 par le CEA, est globalement positif, bien que certaines actions aient été reportées ou que le champ de certains engagements ait pu être réduit, en raison de la nécessité de développements techniques complémentaires.

11.2 Les ressources humaines

11.2.1 Les demandes de l'ASN

Il incombe à l'exploitant d'une INB de disposer des ressources humaines suffisantes, adaptées et qualifiées. Les exigences réglementaires relatives de façon plus générale aux ressources dont doit disposer l'exploitant d'une INB figurent notamment dans le code de l'environnement et l'arrêté INB.

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 ». 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.

11.2.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

Fin 2018, l'effectif de la division production nucléaire (DPN) d'EDF, en charge de l'exploitation des réacteurs nucléaires, est d'environ 22 685 personnes, réparties entre les 19 centrales en exploitation, une unité en construction (FLA3) et les 2 unités nationales d'ingénierie. Les ingénieurs et cadres représentent 36 % des effectifs (8 235 personnes), les agents de maîtrise 60 % (13 510 personnes) et les agents d'exécution 4 % (940 personnes).

À ces 22 685 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).

Dans le cadre du développement de la culture de sûreté, la politique de responsabilisation mise en place dans l'entreprise conduit au fait qu'une grande majorité du personnel consacre une part significative de son temps et de ses activités à la sûreté nucléaire et à la radioprotection.

Si on se limite aux personnels dont la mission et les activités s'exercent exclusivement dans le domaine de la sûreté nucléaire, ce sont plus de 450 personnes qu'il faut considérer.

L'ordre de grandeur du nombre des personnels consacrés aux activités de sécurité et de radioprotection est d'environ 1 100 personnes.

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.

Entre 2008 et 2018, la DPN a vécu une refonte profonde de ces ressources humaines, avec un fort renouvellement des compétences (12 000 entrants). Jusqu'en 2015, l'augmentation du volume de pépinière en formation a été très importante, avec une hausse des effectifs (près de 24 %, passant de 18 750 à 23 250 sur la période) pour répondre à l'amélioration de ses performances, aux évolutions réglementaires et aux suites de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, à la préparation du

démarrage de l'EPR de Flamanville 3, et à la prolongation de la durée de fonctionnement avec le déploiement du Grand Carénage. Depuis 2015, les pépinières décroissent au fur et à mesure de la fin de leur professionnalisation.

Les volumes de formation, après une période de forte augmentation due au fort renouvellement de compétences (3 millions d'heures en 2015) sont désormais en décroissance (2,3 millions d'heures en 2018) car le nombre de cursus initiaux baisse.

Le management des compétences à la DPN est aujourd'hui basé sur le retour d'expérience issu des autres exploitants internationaux. Des comités formations ont été mis en place aux différents niveaux de management, permettant en particulier la réalisation de formations réactives. Des espaces maquettes destinés à l'entraînement avant intervention des intervenants EDF et prestataires sont place sur la quasi-totalité des sites et la démarche Systematic Approach to Training (SAT) se déploie progressivement sur les métiers à enjeu sûreté. Ce dispositif est centré sur l'amélioration de la qualité de maintenance et d'exploitation.

Pour ce qui concerne 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.

Les nouveaux entrants à l'ingénierie sont intégrés dans un cursus de formation de 5 semaines sur les savoirs communs de l'ingénierie nucléaire (fonctionnement, culture de sûreté et de qualité, sécurité et radioprotection...). Par ailleurs, des modalités de formation continue existent pour permettre à tous de développer leurs compétences dans les différents domaines de l'ingénierie – chaque plan de formation individuel est revu tous les ans. Un stage spécifique « sûreté à la conception » permet de présenter sur une semaine les problématiques principales de la démarche de sûreté à la conception.

11.2.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

11.2.3.1 Les réacteurs du CEA

Dans chaque installation, au moins un ingénieur de sûreté expérimenté est en poste. L'installation est aussi dotée de personnel compétent en criticité. Les équipes sont dimensionnées en fonction de l'importance de l'installation.

Conformément aux exigences de l'arrêté INB, les compétences des personnes affectées à des postes importants pour la sûreté sur une INB doivent être garanties.

Préalablement à leur prise de fonction, les chefs d'installation suivent une formation spécifique couvrant les aspects suivants : 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.

De plus, le suivi, la supervision et la coordination des dossiers de sûreté sont assumés par différents contributeurs qui sont :

- la cellule de sûreté nucléaire de chaque centre ;
- la direction de la sécurité et de la sûreté nucléaire.

Il est fait appel, pour certains aspects des dossiers techniques, à des experts relevant d'un ou plusieurs pôles de compétences mis en place au sein du CEA et animés par la DSSN.

Les ressources humaines requises pour ces travaux nécessitent de 10 à 20 ingénieurs sur chaque site.

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

Pour répondre aux besoins dans le domaine de la sûreté, l'ILL a sensiblement augmenté le gréement de ses équipes, ILL dispose maintenant de deux ingénieurs dans sa cellule sûreté, rattaché au chef de la division réacteur, et de trois ingénieurs dans la cellule qualité-risque sûreté, auprès de la Direction. Un troisième ingénieur sûreté est en cours de recrutement.

Pour assurer la surveillance de l'installation et le suivi radiologique du personnel, l'effectif de l'unité de protection contre les rayonnements comprend 9 personnes dirigées par un ingénieur radioprotection.

Pour assurer la surveillance de l'environnement, l'ILL s'est doté d'un nouveau laboratoire depuis 2010, son effectif comprend 7 techniciens dirigés par un ingénieur.

Afin de réaliser les actions post-Fukushima, l'ILL s'était doté d'une structure projet qui mobilisait aussi bien les services de l'ILL que des personnels d'entreprises extérieures. Un ingénieur sûreté supplémentaire avait été embauché pour la durée de ce projet.

11.2.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN

Le contrôle de l'ASN en matière de ressources humaines s'appuie sur les inspections et évaluations réalisées avec l'appui de l'IRSN et des groupes permanents d'experts qui sont réalisées sur le thème des facteurs humains et organisationnels (cf. chapitre 12) et sur le thème du management de la sûreté (cf. chapitre 10). Les ressources humaines sont également contrôlées lors des inspections relatives à la construction et au démantèlement d'INB.

Réacteurs électronucléaires

La réussite du renouvellement massif des compétences auquel EDF a été confronté a nécessité un effort sans précédent en termes de formation et d'accompagnement des nouveaux embauchés.

L'ASN estime que l'organisation en place sur les sites pour gérer les compétences est bien documentée et cohérente. Des insuffisances sur certains sites sont toutefois encore relevées lors des inspections, pour ce qui concerne la gestion prévisionnelle des emplois et des compétences (GPEC) permettant d'anticiper le renouvellement des compétences.

De manière générale, les programmes de formation sont mis en œuvre de façon satisfaisante, et le déploiement des académies de métiers est souligné comme un point fort pour la formation des nouveaux arrivants sur sites.

Réacteurs de recherche

L'ASN estime que la gestion des compétences sur les postes clés au sein des réacteurs de recherche est satisfaisante. Il est toutefois à noter que le CEA recourt de manière importante à la sous-traitance pour les activités annexes telles que la gestion de déchets et les opérations de démantèlement. L'ASN restera vigilante au maintien et au développement des compétences spécifiques nécessaires à la surveillance de ces activités sous-traitées. Sur le réacteur Cabri, pour lequel l'IRSN participe à la conception des programmes expérimentaux, le partage de connaissances entre le CEA et l'IRSN a été jugé satisfaisant par l'ASN. Le maintien des compétences est également un enjeu fort pour le réacteur RJH, afin d'assurer une continuité des connaissances entre les phases de construction et de future exploitation. Ce point fait l'objet d'une attention de l'ASN. Enfin, pour les réacteurs de recherche en démantèlement ou en opérations préparatoires au démantèlement, dont le nombre est croissant, l'ASN est vigilante au maintien d'une connaissance historique de l'installation.

12. 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 Les demandes de l'ASN

L'ASN attend une intégration des facteurs organisationnels et humains (FOH) adaptée aux enjeux de sûreté identifiés par l'exploitant, dans les domaines d'activités suivants :

- les activités d'ingénierie, lors de la conception d'une nouvelle installation ou de la modification d'une installation existante ;
- les activités effectuées pour l'exploitation des installations existantes, pendant toute la durée de leur exploitation ;
- les activités de constitution du retour d'expérience de la conception, de la construction et de l'exploitation des réacteurs.

Les FOH ont fait l'objet d'une attention particulière lors des tests de résistance réalisés en France.

12.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

Les Facteurs organisationnels et humains (FOH) sont pris en compte dans les activités d'ingénierie et d'exploitation à partir de deux dispositifs principaux :

- 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 ;
- 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).

Démarche SOH en ingénierie :

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 ;
- 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 compétence interne et externe, 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 des structures paliers, 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 : RP, EPR UK, Grand Carénage, Colimo³, post-Fukushima ou projets sécuritaires.

Consultants FH en exploitation :

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 : développement du management de la sûreté et de la culture de sûreté, amélioration des situations sociotechniques et organisationnelles, 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 : nouvelle 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 mesures 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 ainsi que dans les unités de soutien en sûreté des centres du CEA ;
- de relais dans les installations, notamment dans chaque réacteur de recherche ;
- de correspondants dans les cellules de contrôle placés auprès de chaque directeur de centre.

Les spécialistes constituent le pôle de compétences qui anime le réseau des acteurs FOH. Ces derniers organisent notamment une journée annuelle pour échanger des expériences sur les FOH au travers de témoignages de salariés CEA et d'intervenants extérieurs.

Les actions sont conduites selon plusieurs axes :

- la réalisation d'études FOH dans plusieurs installations, à la suite de l'émergence de problèmes identifiés ou d'incidents ;
- la réalisation d'interventions FOH systématiques lors des réexamens périodiques, demandes portant plus spécifiquement sur les phases de conduite et les opérations liées à la manutention des combustibles et des dispositifs expérimentaux.

³ 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.

- l'intégration d'exigences FOH aux différentes étapes des projets de conception d'installations nouvelles.

Différents documents ont été publiés entre 2016 - 2018 : les versions révisées de trois fiches techniques relatives à la prise en compte des FOH, respectivement dans l'analyse et le traitement des événements significatifs, dans les réexamens de sûreté et dans les projets de conception ou de modification.

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 poursuivi sa coopération avec l'Institute for Energy situé à Halden (Norvège) sur le thème de la conduite et des MTO (Man Technology Organisation) ainsi que son accord de partenariat avec l'École des Mines de Paris autour de l'étude des mécanismes de contrôle des activités de prestataires en quasi-intégration et de la transmission des connaissances réalisée lors des périodes de transition entre deux prestataires.

Les échanges externes au CEA ont eu lieu :

- au sein de l'IMdR (Institut pour la Maîtrise des Risques), sur le thème « Organisation et maîtrise des risques » ;
- aux réunions bisannuelles et au workshop « Human Performance » du « Working Group on Human and Organisational Factors » (OCDE-CSNI-WGHOF).

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

Les dispositions prises par le RHF dans le domaine des FOH suivent, dans les grandes lignes, celles du CEA. Les deux institutions ont des relations régulières dans ce domaine.

12.4 Le contrôle et l'analyse de l'ASN

12.4.1 Les facteurs organisationnels et humains dans l'exploitation des réacteurs électronucléaires

L'ASN contrôle les actions entreprises par l'exploitant pour améliorer la prise en compte des facteurs organisationnels et humains (FOH) dans toutes les phases du cycle de vie d'une centrale nucléaire.

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 constate que les efforts consentis dans le déploiement de la démarche SOH, notamment au sein de tous les centres d'ingénierie, doivent se poursuivre pour atteindre les effets attendus.

L'ASN contrôle aussi les activités effectuées pour l'exploitation des centrales existantes, pendant toute la durée de leur exploitation. En particulier, l'ASN contrôle les démarches mises en œuvre par l'exploitant pour prendre en compte des facteurs organisationnels et humains au quotidien, l'organisation du travail et les conditions d'intervention des intervenants EDF 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.

L'ASN relève que les managers d'EDF renforcent globalement leur présence sur le terrain, principalement pour diffuser et mettre en œuvre les politiques et exigences managériales. Les réalités du terrain méritent cependant d'être mieux prises en compte par le management du site.

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 d'EDF 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'analyse des causes profondes devrait être approfondie afin d'identifier les fragilités organisationnelles.

L'ASN estime que l'organisation et les actions spécifiques pour améliorer la prise en compte des FOH dans les activités d'exploitation sont hétérogènes d'un site à l'autre.

12.4.2 Les facteurs organisationnels et humains dans l'exploitation des réacteurs de recherche

Le CEA s'est doté d'un réseau FOH rattaché à la Direction de la sécurité et de la sûreté nucléaire (DSSN) (cf. annexe 3), composé de 80 personnes, dont 11 spécialistes. Les effectifs sont répartis à la fois dans les services centraux et les unités opérationnelles. Il exerce des missions de soutien et d'assistance aux unités opérationnelles et contribue à l'élaboration de directives internes et guides. Si l'ASN juge cette initiative satisfaisante, elle considère que la stratégie de prise en compte des facteurs organisationnels et humains dans la politique de sûreté peut encore être améliorée. En 2011, l'ASN a pris position sur le dossier relatif au management de la sûreté et de la radioprotection au CEA, qui avait fait l'objet d'une évaluation par les Groupes permanents d'experts en 2010. Le prochain bilan quinquennal de management de la sûreté et de radioprotection du CEA a été transmis au premier trimestre 2019. Le sujet fera l'objet d'un examen par le groupe permanent d'experts en 2020.

L'ASN a observé avec satisfaction la prise en compte des FOH dans le cadre du processus de conception du réacteur RJH.

12.4.3 Travaux réalisés sur les facteurs organisationnels et humains à la suite des tests de résistance

À l'issue des expertises qui ont été menées dans le cadre des tests de résistance, l'ASN a retenu trois thèmes prioritaires de réflexion :

- le renouvellement des effectifs et des compétences des exploitants ;
- l'organisation du recours à la sous-traitance, qui est un sujet majeur et difficile ;
- la recherche sur ces thèmes, pour laquelle des programmes doivent être engagés.

L'ASN a mis en place un groupe de travail pluraliste sur ces thèmes, le Comité d'orientation sur les facteurs sociaux, organisationnels et humains (COFSOH). Ce comité comprend, outre l'ASN, des représentants institutionnels, des associations de protection de l'environnement, des personnalités choisies en raison de leur compétence scientifique, technique, économique, juridique ou sociale, ou en matière d'information et de communication, des responsables d'activités nucléaires, des fédérations professionnelles des métiers du nucléaire et des organisations syndicales de salariés représentatives.

Depuis 2012, ce comité se réunit régulièrement, à raison de deux réunions plénières par an. Les travaux sont menés sous forme de groupes de travail thématiques :

- A. la contribution de la sous-traitance en situation de fonctionnement normal à la sûreté des installations ;
- B. les questions juridiques soulevées par les travaux des autres groupes de travail ;
- C. la gestion des situations de crise ;
- D. l'articulation entre « sûreté gérée » et « sûreté réglée » ;
- E. les activités de démantèlement.

13. 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 Les demandes de l'ASN

L'arrêté INB prévoit des dispositions que l'exploitant d'une INB doit mettre en œuvre pour définir, obtenir et maintenir la qualité de son installation et les conditions nécessaires pour assurer la sûreté de l'exploitation.

L'exploitant doit également mettre en œuvre un système de gestion intégrée précisant les dispositions mises en œuvre en termes d'organisation et de ressources de tout ordre (cf. chapitre 11), le maintenir, l'évaluer et en améliorer l'efficacité.

Cet arrêté impose à l'exploitant de définir des exigences de qualité pour chaque activité importante pour assurer la sûreté de l'exploitation, concernée, de mettre en œuvre des compétences et des méthodes appropriées afin de les atteindre et, enfin, de garantir la qualité en contrôlant le bon respect de ces exigences.

Il prescrit également que :

- les écarts et événements significatifs détectés soient corrigés avec rigueur et que des actions préventives soient conduites ;
- des documents appropriés permettent d'apporter la preuve des résultats obtenus ;
- l'exploitant exerce une surveillance de ses prestataires et une vérification du bon fonctionnement de l'organisation adoptée pour garantir la qualité.

13.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

Pour assurer la maîtrise de la protection des intérêts sur l'ensemble de cycle de vie d'une INB (conception, construction, fonctionnement, démantèlement), les entités d'EDF (Division Production Nucléaire –DPN- et les entités de la Direction Ingénierie et Projets Nouveau Nucléaire –DIPNN-, de la Direction Projets Déconstructions et Déchets - DP2D - , de la Division Combustible Nucléaire –DCN - , de la Division de l'Ingénierie du Parc, de la Déconstruction et de l'Environnement –DIPDE - intervenant pour le compte des INB) mettent en place un système de gestion de leurs activités permettant d'assurer la qualité des fabrications et des opérations.

À ce titre :

- i. Chaque INB et chaque entité (EDF SA et intervenants extérieurs) intervenant pour une INB appliquent la politique en matière de protection des intérêts élaborée par ces INB et veillent à ce que les différentes personnes qui interviennent dans la réalisation des AIP (activités importantes pour la protection des intérêts) sous sa responsabilité aient compris les risques et les enjeux associés.
- ii. Chaque INB et chaque entité d'EDF SA intervenant pour une INB, directement ou en confiant tout ou partie de la réalisation à des intervenants extérieurs, mettent en place, et exigent de

leurs intervenants extérieurs la mise en place d'un système de gestion permettant de s'assurer de la maîtrise de ces AIP. Pour les intervenants extérieurs, ces exigences sont définies dans la Spécification Générale d'Assurance de la Qualité – Ed 2013, qui est référencée dans les contrats, ou dans les pièces du contrat.

- iii. Le système de gestion de chaque entité de la DPN, DP2D, DIPNN, DCN et DIPDE précise les dispositions mises en œuvre en termes d'organisation et de ressources pour maîtriser ces AIP. Il est fondé sur des documents écrits.
- iv. Ce système de gestion comporte notamment les dispositions permettant :
 - d'identifier les AIP et leurs exigences définies ;
 - d'identifier et traiter les écarts ;
 - de recueillir et d'exploiter le retour d'expérience associé aux AIP ;
 - de définir des indicateurs d'efficacité et de performance appropriés.
- v. Ce système de gestion couvre :
 - la réalisation des AIP par des personnes ayant les compétences et qualifications nécessaires,
 - le contrôle de conformité des livrables aux exigences définies afférentes aux familles d'AIP,
 - le contrôle de mise en œuvre des actions correctives et préventives,
 - les actions adaptées de vérification par sondage,
 - la documentation et la traçabilité des activités permettant de justifier du respect des exigences définies,
 - l'évaluation périodique de performance,
 - l'identification et le traitement des écarts,
 - le recueil du retour d'expérience.
- vi. Ce système de gestion dispose d'une revue de direction périodique. Au titre de la recherche permanente de l'amélioration de la protection des intérêts, ces revues comprennent une analyse des risques qui intègre notamment les risques d'apparition de situations propices à créer un risque de fraude sur des AIP ou des EIP. Cette analyse pourra conduire à définir des actions d'amélioration ou de maîtrise des AIP.
- vii. Chaque entité d'EDF SA développe la culture de sûreté des personnes intervenant dans la réalisation des AIP sous sa responsabilité.

Relations avec les 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, comme les suivantes :

- mise en place d'un dispositif lanceur d'alerte garantissant l'anonymat et utilisable aussi par toute personne externe à EDF,
- désignation d'un référent « éthique et conformité » au sein de chaque entité d'EDF,
- sensibilisations menées sur l'importance de l'intégrité et de la culture de sûreté,
- intégrité et 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 (cf. § 19.3.2.2),
- mise en place de moyens de contre-calculs,
- 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.

13.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

13.3.1 Les réacteurs du CEA

L'administrateur général du CEA fixe la politique de l'établissement en matière de programmation de ses activités ainsi que dans les domaines fonctionnels, notamment au regard de la sécurité (qui comprend la sécurité nucléaire).

Dans ce cadre, chaque centre et chaque direction opérationnelle définit son système de management de la qualité, 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 et de la direction opérationnelle dont ils dépendent. Conformément aux dispositions réglementaires en vigueur, les activités importantes pour la sûreté sont formellement identifiées dans ce système local et les dispositions d'assurance de la qualité visant à établir que les exigences associées sont respectées sont formalisées dans le référentiel de sûreté de l'installation.

En outre, la direction de l'énergie nucléaire (DEN), qui assure la gestion des réacteurs de recherche 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 les réacteurs de recherche, ces audits concernent aussi bien la qualité des activités relatives aux programmes que celle des activités liées à leur exploitation en sûreté.

Les systèmes de management de la DEN et de ses centres (où sont implantés la totalité des réacteurs de recherche) intègrent qualité, santé/sécurité et environnement (QSE). Ils sont certifiés en regard des normes ISO 9001, ISO 14001 et OHSAS 18001.

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

La division réacteur a la charge d'exploiter le réacteur et ses annexes. Étant donné l'importance particulière pour la sûreté que présentent ces activités d'exploitation, et conformément aux dispositions de l'arrêté INB, il est mis en place une organisation d'assurance de la qualité destinée à garantir que le niveau de qualité requis est obtenu et maintenu, et permettre d'en apporter la preuve.

Six principes directeurs ont conduit à l'élaboration de cette organisation :

- **Principe I** : l'exploitant définit le domaine d'application de l'organisation de la qualité en identifiant les activités et les équipements importants pour la protection des intérêts définis dans l'arrêté INB (AIP et EIP) et en définissant, pour chacun d'entre eux, les exigences requises ;
- **Principe II** : les agents qualifiés pour exercer une AIP sont désignés par le chef d'exploitation. Ces agents sont dits « habilités » ;
- **Principe III** : toute AIP est exécutée suivant des documents écrits, élaborés à l'avance, et son exécution donne lieu à des comptes rendus écrits. Ces documents subissent un contrôle technique, ou contrôle interne, et un contrôle gestionnaire, ou contrôle externe ;
- **Principe IV** : les documents à qualité surveillée sont tenus à jour et conservés pendant une durée garantie dépendant de l'importance du document ;
- **Principe V** : les résultats d'une AIP sont vérifiés sous le double aspect technique, ou contrôle de la qualité, et gestionnaire, ou surveillance de la qualité. Cette vérification est formalisée ;
- **Principe VI** : les fonctions « exécution » et « vérification » sont séparées et confiées à des agents différents. La fonction surveillance de la qualité est indépendante des fonctions d'exploitation ;
- **Principe VII** : Au minimum deux audits de fournisseurs sont programmés chaque année.

13.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN

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

13.4.1.1 Surveillance générale de la qualité en construction et en exploitation

L'ASN s'attache, lors de ses inspections sur les sites en construction ou en exploitation et quel que soit le domaine, à vérifier que les principes de l'assurance de la qualité sont respectés. Peut être 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, les modalités de surveillance interne des opérations.

L'ASN considère que le système de gestion intégrée mis en place par EDF répond globalement aux exigences de l'arrêté INB. Cependant, si les dispositions mises en œuvre permettent en particulier l'identification des écarts aux exigences définies applicables aux matériels et aux organisations, la multiplicité des outils mis en œuvre et des acteurs concernés contribue significativement à la difficulté de construire une représentation fidèle de l'état réel des installations et de leur référentiel d'exploitation. Les axes de progrès sont une valorisation accrue du retour d'expérience sur quelques sites et une meilleure maîtrise des délais d'accomplissement des actions de résorption des écarts détectés.

Aspect de la qualité lié à l'emploi de 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.

Le rôle de l'ASN est de contrôler qu'EDF exerce sa responsabilité sur la sûreté de ses installations par la mise en place d'une démarche qualité et notamment d'un contrôle des conditions dans lesquelles se déroule cette sous-traitance.

13.4.1.2 Le choix et la surveillance des prestataires

L'ASN réalise des inspections sur la mise en œuvre et le respect dans les centrales nucléaires du référentiel d'EDF en matière de surveillance des prestataires. Dans le cadre du contrôle de la construction du réacteur n° 3 de Flamanville, l'ASN réalise également des inspections sur ce thème au sein des différents services d'ingénierie chargés des études de conception.

Plus généralement, l'ASN réalise, chaque année, plusieurs contrôles chez les fournisseurs des réacteurs en exploitation.

Sur le principe, le système de qualification et d'évaluation des entreprises prestataires est satisfaisant et répond aux exigences réglementaires. Dans les faits, la surveillance exercée par EDF sur ses prestataires doit être améliorée. Des lacunes importantes de la surveillance d'EDF sur les intervenants extérieurs ont été mises en exergue lors du montage et des contrôles des circuits secondaires principaux ; en conséquence, l'ASN a demandé la réalisation d'une revue de la qualité des matériels du réacteur EPR de Flamanville 3 (cf. § 18.2.4).

13.4.2 Assurance de la qualité de l'exploitation des réacteurs de recherche

L'ASN vérifie, notamment par le biais d'inspections, l'application des principes d'assurance de la qualité par l'exploitant lors de l'exploitation et de la maintenance des réacteurs. L'ASN a pu observer, depuis ces dernières années, l'amélioration de la formalisation contractuelle des exigences de sûreté envers les prestataires extérieurs. Le CEA doit renforcer la surveillance des activités sous-traitées.

Les efforts du CEA doivent aussi être poursuivis, en particulier pour ce qui concerne le partage du retour d'expérience et l'efficacité de sa prise en compte. L'action des cellules de sûreté, en charge du contrôle de deuxième niveau pour le compte des directeurs de centre, a été renforcée pour améliorer la détection des points faibles et retenir des objectifs visant à les corriger. La coordination entre les différentes lignes d'action, de soutien et de contrôle, que ce soit au niveau local ou national, doit encore progresser pour rendre les actions plus cohérentes et plus efficaces.

Concernant l'ILL, bien que le réacteur présente un niveau de sûreté satisfaisant, plusieurs écarts à la réglementation en matière de management de la sûreté ont été constatés. Ainsi, l'ASN attend de l'ILL un renforcement de son organisation en 2019 au regard des exigences de la réglementation.

14. 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 sûreté avant la construction et la mise en service d'une INB

14.1.1 Les demandes de l'ASN

14.1.1.1 Le cadre réglementaire

Le code de l'environnement prévoit une procédure d'autorisation de création suivie d'éventuelles autorisations ponctuant l'exploitation d'une INB, de sa mise en service jusqu'à sa mise à l'arrêt définitif et son démantèlement, en incluant d'éventuelles modifications de l'installation. Ces éléments sont détaillés dans le § 7.2.

Le RPS, intégré dans le dossier de demande d'autorisation, est réalisé dans le respect de la décision de l'ASN n° 2015-DC-0532 du 17 novembre 2015 relative au rapport de sûreté. Il indique et justifie auprès de l'ASN les dispositions retenues à chaque étape de la vie de l'installation pour respecter la réglementation et garantir la sûreté. Il rassemble tous les renseignements permettant de vérifier que tous les risques (d'origine nucléaire ou non) et toutes les possibilités d'agression (d'origine interne ou externe) ont bien été pris en compte et qu'en cas d'accident, la protection du personnel, de la population et de l'environnement est correctement assurée par les moyens mis en place. Ce rapport tient compte des caractéristiques propres au site et à son environnement (météorologie, géologie, hydrologie, environnement industriel...).

La mise en service correspond à la première mise en œuvre de substances radioactives dans l'installation. En vue de l'autorisation de 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 (RGE), une étude sur la gestion des déchets, le plan d'urgence interne, l'étude d'impact et le plan de démantèlement. Ces éléments sont examinés par l'ASN avec l'appui de l'IRSN et des groupes permanents d'experts (GPE).

14.1.1.2 Les tests de résistance

Les tests de résistance engagés par les exploitants à la demande de l'ASN à la suite de l'accident survenu à la centrale de Fukushima Daiichi, ont été étendus aux installations en cours de construction (EPR, RJH et ITER). Par ailleurs, un chapitre a été également dédié aux activités de sous-traitance chez les exploitants.

Concernant les tests de résistance, voir également les § 6.2.1.2 et 14.2.1.6.

14.1.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

La création de l'EPR de Flamanville a été autorisée par décret du 10 avril 2007.

En mars 2015, EDF a transmis sa demande d'autorisation de mise en service. Ce dossier a été jugé recevable pour que l'ASN et son support technique puissent en engager l'instruction. Des compléments, corrections et justifications ont cependant été demandés à EDF.

14.1.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

La création de l'installation RJH a été autorisée par décret du 12 octobre 2009 à la suite de la transmission d'une demande d'autorisation de création le 27 mars 2006. L'installation est en cours de construction sur le site du CEA de Cadarache.

Concernant l'installation internationale ITER, sa conception a débuté au cours des années 90. À la suite des différents accords internationaux et du choix du site de Cadarache (Bouches-du-Rhône) pour son implantation, ITER est devenu une INB, au sens de la réglementation française, par décret du 9 novembre 2012.

14.1.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN

EPR de Flamanville

Sans attendre la transmission du dossier complet de la demande d'autorisation de mise en service et afin de préparer l'instruction du dossier de demande d'autorisation de mise en service, l'ASN avait procédé ces dernières années, avec l'appui de l'IRSN, à un examen :

- des référentiels techniques nécessaires à la démonstration de sûreté et à la finalisation de la conception détaillée du réacteur ;
- de la conception détaillée de certains systèmes importants pour la sûreté présentée dans le rapport de sûreté ;
- de certains éléments constitutifs ou guidant la constitution du dossier de demande de mise en service.

À la suite des tests de résistance, EDF a proposé plusieurs mesures pour renforcer la robustesse du réacteur EPR de Flamanville 3. L'ASN juge ces propositions pertinentes et considère qu'elles doivent être mises en œuvre.

Des réunions du groupe permanent d'experts pour les réacteurs (GPR) se sont tenues sur différentes thématiques du rapport de sûreté, notamment le classement de sûreté, les études probabilistes de sûreté, la prise en compte des accidents avec fusion du cœur dans la conception, la démonstration de sûreté de l'entreposage et de la manutention du combustible, les études d'accidents, la conception des systèmes de sûreté et la protection contre les effets des agressions internes et externes. Une réunion du GPR s'est enfin tenue les 4 et 5 juillet 2018 pour examiner les dispositions prises par EDF pour assurer la sûreté du réacteur EPR de Flamanville, telles qu'elles sont présentées et justifiées dans le rapport de sûreté transmis par EDF en vue de l'autorisation de mise en service de ce réacteur. 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 n°3 de Flamanville figurent au chapitre 18.

RJH

Le CEA a été autorisé à créer le réacteur RJH par décret en 2009. Plusieurs décisions de l'ASN complètent le décret d'autorisation de création (DAC) du RJH.

À l'issue de l'instruction de la version préliminaire du rapport de sûreté, un certain nombre de thématiques, devant faire l'objet d'une instruction technique ultérieure, ont été identifiées. Il s'agit en particulier :

- du dimensionnement du génie civil des bâtiments classés de sûreté,
- du dimensionnement de la piscine réacteur avec son cuvelage,
- du dimensionnement et de la robustesse du pont polaire,
- de la poursuite de l'examen des matériaux spécifiques utilisés pour le circuit primaire.

Compte tenu de l'importance de ces thématiques (en particulier s'agissant du génie civil et du dimensionnement de la piscine) et des discussions lors des réunions du groupe permanent d'experts pour les réacteurs (GPR) au stade de l'instruction, il a été décidé que ces sujets seraient instruits en amont de la demande de mise en service, dans le cadre d'un GP intermédiaire (prévu actuellement fin 2020).

ITER

L'instruction du dossier de demande d'autorisation de création a fait l'objet d'un examen approfondi par les deux groupes permanents d'experts (GPU et GPR). L'ASN avait encadré les évolutions de conception et la construction de cette installation expérimentale par la décision du 12 novembre 2013. En 2017, l'ASN a modifié cette décision à la suite de la nouvelle stratégie de mise en service progressive de l'installation ITER. Plusieurs lots d'instruction, divisés par thèmes et dont l'enclenchement se fera au fil des étapes de construction, ont été définis jusqu'à la mise en service prévue à horizon 2035.

14.2 Évaluation et vérification de la sûreté durant l'exploitation

14.2.1 Les demandes de l'ASN

La réglementation demande à l'exploitant de mettre en place un système de gestion intégrée de la sûreté (SGI) qui permette le maintien et l'amélioration continue de la sûreté notamment durant l'exploitation des installations nucléaires. Les modalités d'évaluation des processus attachés au SGI et la mise en œuvre des actions d'amélioration issues de ces évaluations sont soumises au contrôle de l'ASN.

14.2.1.1 Corriger les anomalies

Des écarts sont détectés sur les réacteurs nucléaires grâce à l'action proactive des exploitants et aux vérifications systématiques demandées par l'ASN :

- des vérifications « au fil de l'eau » sont réalisées par l'exploitant dans le cadre des programmes d'essais périodiques et de maintenance préventive sur les matériels et systèmes (cf. § 19.3). L'ASN examine les modalités et délais de remise en conformité proposés par l'exploitant. Elle a notamment publié en 2015 un guide sur le traitement des écarts de conformité affectant les équipements importants pour la protection des intérêts des réacteurs électronucléaires (guide n° 21, cf. annexe 2, § 2.3.4). Ce guide oriente notamment EDF dans la définition des délais de résorption des écarts en prenant en compte notamment leur sévérité au plan de la sûreté ;
- des vérifications dites systématiques sont également réalisées par l'exploitant tous les dix ans à l'occasion des réexamens périodiques (cf. § 14.2.1.3 et 14.2.3). L'exploitant compare alors l'état réel des installations aux exigences de sûreté qui leurs sont applicables et répertorie les éventuels écarts.

L'ASN exige que les anomalies ayant un impact sur la sûreté soient corrigées dans des délais adaptés à leur degré de gravité.

14.2.1.2 Examiner les événements et le retour d'expérience d'exploitation

La réglementation impose aux exploitants de déclarer à l'ASN les événements significatifs (cf. § 19.6). Ces événements font l'objet d'une analyse approfondie. Les enseignements que l'exploitant tire de l'analyse des événements significatifs font l'objet d'une évaluation par l'ASN. Celle-ci s'intéresse notamment aux causes profondes des événements dont la plupart révèlent des dysfonctionnements des organisations de l'exploitant et des interfaces entre lui et ses prestataires.

La prise en compte du retour d'expérience et le traitement des événements significatifs sont également des sujets qui sont particulièrement regardés lors des inspections de l'ASN.

Enfin, les groupes permanents d'experts (GPE) examinent périodiquement le retour d'expérience national et international issu des installations en exploitation et leurs avis contribuent à l'amélioration des pratiques dans les INB.

14.2.1.3 Les réexamens périodiques

En complément des procédures applicables aux évolutions des installations ou de leur mode d'exploitation, l'exploitant doit, en application du code de l'environnement, procéder à un réexamen périodique de son installation tous les 10 ans (cf. Figure 4 ci-dessous et § 6.2). Ce dispositif répond notamment aux exigences de la directive européenne sur la sûreté nucléaire.

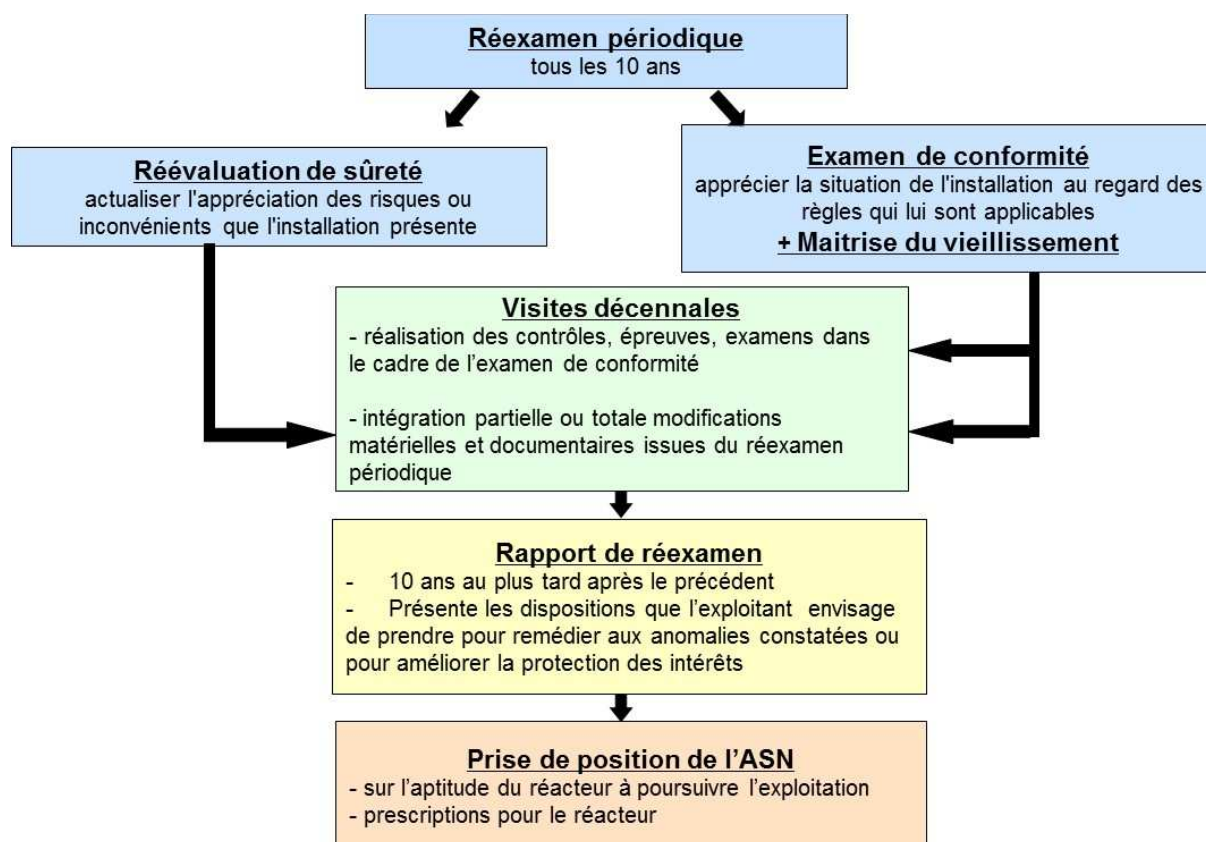


Figure 4 : Processus de réexamen périodique

L'avancement des réexamens des réacteurs électronucléaires sont présentées au § 6.2.1.

En 2017, tous les réacteurs de recherche du CEA et le RHF ont fait l'objet d'au moins un réexamen périodique dans les 10 dernières années.

14.2.1.4 Les phénomènes de vieillissement

Les phénomènes liés au vieillissement doivent être pris en compte afin de maintenir un niveau de sûreté satisfaisant pendant toute la durée de fonctionnement des installations.

La démonstration de la maîtrise du vieillissement doit être apportée en s'appuyant sur le retour d'expérience d'exploitation, les dispositions de maintenance et la possibilité de réparer ou de remplacer les équipements.

Pour appréhender le vieillissement d'une centrale nucléaire, au-delà du simple délai écoulé depuis sa mise en service, d'autres facteurs doivent être mis en perspective, notamment la présence de phénomènes physiques qui peuvent modifier les caractéristiques des équipements en fonction de leur usage ou de leurs conditions d'utilisation. Ainsi les dégradations des matériels remplaçables, la durée de vie des équipements irremplaçables, et l'obsolescence des équipements ou de leurs composants doivent être considérés.

À la demande de l'ASN, 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. Dans la perspective envisagée d'une poursuite du fonctionnement des réacteurs électronucléaires au-delà de leur quatrième réexamen périodique, EDF prévoit de reconduire une telle démarche étendue à l'ensemble des systèmes, structures et composants importants pour la maîtrise des risques radiologiques mais également des risques conventionnels.

Première revue thématique des régulateurs de l'Union Européenne

Le sujet de la maîtrise du vieillissement a fait l'objet de la première revue thématique (Topical Peer Review) prévue par 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. Cette directive instaure une évaluation par les pairs, tous les six ans, d'un aspect technique lié à la sûreté nucléaire de leurs installations nucléaires. Les modalités de cette revue ont été définies par le groupe ENSREG (European Nuclear Safety Regulators Group) avec le soutien de WENRA. Les objectifs de ce processus 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 suivi adaptées aux voies d'amélioration identifiées.

Dans le cadre de cette revue, un rapport a été établi par l'ASN, qui a joué le rôle de coordinateur, avec des contributions de l'IRSN, EDF, CEA et l'ILL.

Pour ce qui concerne les réacteurs nucléaires d'EDF, ce rapport conclut que la démarche de la maîtrise du vieillissement, accompagnée d'un programme de recherche et de développement important, est appropriée, en particulier au regard des exigences des standards internationaux.

Concernant les réacteurs de recherche, le rapport conclut à la nécessité de mieux formaliser les programmes de gestion du vieillissement pour ces installations.

Des actions d'amélioration des installations françaises ont été identifiées par la revue, en particulier :

- le besoin de compléter les programmes de maîtrise du vieillissement en tenant compte de phénomènes de vieillissement spécifiques aux phases de construction longues ou d'arrêts de réacteur prolongés ;
- l'intérêt des 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.

Un plan d'action national sera élaboré pour répondre aux conclusions de cette revue.

14.2.1.5 Les modifications apportées aux matériels et aux règles d'exploitation

En application du principe d'amélioration continue du niveau de sûreté des réacteurs, mais aussi pour améliorer les performances industrielles de son outil de production, les exploitants mettent en œuvre périodiquement des modifications portant sur les matériels et sur les règles d'exploitation. Ces modifications sont issues par exemple du traitement d'écarts, des réexamens périodiques ou encore de la prise en compte du retour d'expérience.

Le code de l'environnement définit les exigences relatives à la mise en place des modifications par les exploitants et à leur examen par l'ASN. Les modalités de gestion et de déclaration des modifications notables sont précisées par la décision ASN n° 2017-DC-0616 du 30/11/2017 (cf. annexe 2).

14.2.1.6 Les tests de résistance après l'accident de Fukushima Daiichi et les suites

En France, la démarche des tests de résistance (lancée après l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi) s'est inscrite dans un double cadre.

D'une part, dans un cadre européen, avec l'organisation de tests de résistance des centrales nucléaires réalisés par dix-sept pays européens conformément aux souhaits du Conseil Européen. Ces tests ont consisté à vérifier la robustesse des centrales nucléaires face à des situations exceptionnelles du type de celles qui ont conduit à l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi.

D'autre part, dans un cadre national, avec la réalisation d'un audit de la sûreté des installations nucléaires civiles françaises demandé par le Premier ministre. Cette étude a été menée en suivant le cahier des charges élaboré au niveau européen, avec deux extensions :

- l'étude menée en France a concerné la totalité des installations nucléaires (y compris les installations de recherche et de traitement du combustible) ;
- le cahier des charges a été complété par des points concernant le recours à la sous-traitance.

En complément des tests de résistance, 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.

Une fois ces évaluations nationales terminées, l'ASN a indiqué que les installations françaises examinées présentaient un niveau de sûreté suffisant pour qu'elle ne demande l'arrêt immédiat d'aucune d'entre elles. Dans le même temps, l'ASN a considéré que la poursuite de leur exploitation nécessitait d'augmenter, au-delà des marges de sûreté dont elles disposent déjà, leur robustesse face à des situations extrêmes.

Au niveau européen, les résultats de ces tests de résistance ont été examinés au cours d'une revue par les pairs menée sous la supervision du Groupe des régulateurs européens de la sûreté nucléaire (ENSREG⁴) en avril 2012.

À l'issue de cette revue, l'ASN a pris 32 décisions, fixant chacune une trentaine de prescriptions complémentaires. Ces décisions visent les installations examinées en 2011, dont les 59 réacteurs nucléaires d'EDF (incluant l'EPR de Flamanville 3) et les trois réacteurs de recherche du CEA les plus prioritaires (Osiris, Masurca, RJH). Ces mesures conduisent à un renforcement significatif des marges de sûreté des installations au-delà de leur dimensionnement.

Concernant les réacteurs de puissance :

Afin d'assurer le suivi de mise en œuvre de ces mesures post-Fukushima (qui prendra plusieurs années, cf. §6.2.1) et pour prendre également en compte les recommandations issues de la seconde réunion extraordinaire des parties contractantes à la CSN qui s'est tenue en août 2012, l'ENSREG a demandé la rédaction et la publication, par chaque autorité de sûreté, d'un plan d'action national pour décembre 2012. Ces plans d'action nationaux ont fait l'objet de mises à jour et de revues par les pairs au niveau européen en 2013, en 2015 et en 2017.

14.2.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

Réexamen périodique

EDF réalise des réexamens périodiques de ses réacteurs tous les dix ans afin d'apprécier la situation de l'installation au regard des règles qui lui sont applicables et d'actualiser l'appréciation des risques ou inconvénients de l'installation 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.

Cette démarche est déclinée selon une approche proportionnée aux enjeux de sûreté nucléaire et de protection de l'environnement et à des conditions économiquement acceptables.

Lors des réexamens périodiques, EDF met en œuvre un ensemble de modifications (matérielles, intellectuelles ou d'exploitation) qui concourent à l'atteinte des objectifs du réexamen. Dans la plupart des cas, ces modifications sont loties, chaque lot étant mis en œuvre sur tous les réacteurs du palier concerné, avec un premier réacteur, dit « tête de série ». Ce regroupement des modifications permet une meilleure cohérence et industrialisation, en assurant plus facilement la planification, la mise à jour documentaire et la formation des opérateurs.

Ces lots sont généralement mis en œuvre lors des visites décennales de manière à réduire l'incidence des travaux sur la disponibilité des réacteurs.

Pour une tranche donnée, le réexamen périodique comprend deux volets :

- la vérification de la conformité de la tranche au référentiel qui lui est applicable,
- la réévaluation de la sûreté de la tranche.

⁴ Créé en mars 2007, l'ENSREG réunit les responsables des autorités de sûreté et des représentants de l'administration gouvernementale des 28 pays de l'Union Européenne, ainsi que des représentants de la Commission Européenne.

Vérification de la conformité des réacteurs par EDF

La conformité des installations aux exigences de sûreté constitue un enjeu majeur dans l'exercice de la responsabilité d'exploitant nucléaire, et ce à plusieurs niveaux.

EDF met en œuvre, 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.

Maîtrise du vieillissement

En complément, EDF met 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.

Ce programme de gestion du vieillissement des tranches au-delà de leur troisième réexamen périodique repose sur :

- les analyses des mécanismes de vieillissement et les analyses d'aptitude à la poursuite d'exploitation des composants pour l'ensemble des tranches des paliers 900 MWe et 1300 MWe relatifs au comportement des équipements et apportant la démonstration de la maîtrise du vieillissement de ces équipements,
- une analyse spécifique à chaque tranche permettant de vérifier que les analyses génériques couvrent bien les particularités de chaque réacteur, cette analyse apportant la démonstration de l'aptitude à la poursuite de l'exploitation de la tranche,
- les programmes de maintenance, d'essais périodiques, de rénovations, les programmes de traitement d'obsolescence décidés nationalement ou localement.

Réévaluation de la sûreté

La réévaluation de sûreté est réalisée sur la base de l'intégration de nouveaux référentiels issus d'analyses s'appuyant notamment sur les études probabilistes de sûreté, le retour d'expérience (REX) d'exploitation, les réexamens périodiques précédents, l'évolution des connaissances et la prise en compte de nouvelles exigences réglementaires dans le référentiel.

À l'occasion du 4^e réexamen périodique du palier 900 MWe (4^e RP 900), EDF a retenu comme orientation générale de sûreté nucléaire de tendre vers les objectifs de sûreté nucléaire fixés pour les réacteurs de 3^e génération dont le réacteur de référence pour EDF est l'EPR-FLAMANVILLE 3. De plus, ce réexamen bénéficiera du déploiement complet des dispositions du Noyau Dur faisant suite à l'accident de Fukushima. Le Noyau Dur est constitué d'un ensemble de dispositions matérielles et organisationnelles dimensionnées pour des niveaux d'aléas d'un niveau significativement au-delà de ceux du

dimensionnement, dont l'objectif est d'éviter des rejets importants et des conséquences durables dans l'environnement.

14.2.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

14.2.3.1 Les réacteurs du CEA

À ce jour, l'ensemble des réacteurs de recherche exploités par le CEA ont fait l'objet d'un réexamen périodique et de tests de résistance. Cette première phase de réexamen s'est achevée en 2010, avec les installations Éole et Minerve. Le rapport de réexamen périodique de l'installation CABRI a été transmis à l'ASN en octobre 2017. Les rapports de réexamen périodique des réacteurs OSIRIS, ISIS et ORPHEE ont été transmis en mars 2019.

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

À la suite du premier réexamen périodique organisé en 2002, le RHF s'est doté d'une organisation projet spécifique, le « *Refit Management Committee* », qui, en collaboration avec la division réacteur, a conduit à la réalisation, entre 2002 et 2006, de travaux portant sur la tenue aux séismes des bâtiments, la détection incendie, la qualification au séisme de certains matériels.

Entre 2009 et 2011, le RHF a également renforcé sa défense en profondeur en ajoutant un nouveau circuit de sauvegarde pour prévenir et limiter les conséquences d'un accident de fusion de cœur.

Entre 2012 et 2018, l'ILL a poursuivi le renforcement de sa défense en profondeur, avec la réalisation des travaux définis à la suite des tests de résistance post-Fukushima et a ainsi constitué un « noyau dur » d'équipements de sauvegarde (cf. § 6.2.2.2).

Le 2 novembre 2017, l'ILL a remis son rapport de réexamen de sûreté. Un accent particulier a été mis sur :

- les conformités techniques et réglementaires,
- le risque incendie,
- la réévaluation de sûreté.

14.2.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN

14.2.4.1 Les réacteurs électronucléaires

14.2.4.1.1 Les prochains réexamens périodiques

Les réexamens périodiques des réacteurs (RP) en exploitation se poursuivront au cours des prochaines années. Pour les réacteurs de 900 MWe, il s'agit du 4^e RP, pour lequel l'ASN prévoit de prendre position en fin d'année 2020. Pour les réacteurs de 1300 MWe, l'intégration des améliorations issues du 3^e RP ont débuté en 2015 avec le réacteur de Paluel 2. Pour les réacteurs de 1450 MWe, l'intégration des améliorations issues du 2nd RP ont débuté en 2019 avec le réacteur de Chooz B2 (cf. 3.1.2).

À la suite des tests de résistance, l'ASN a notamment demandé à EDF d'intégrer, dans les réexamens périodiques, l'évaluation de la robustesse des installations au-delà du dimensionnement vis-à-vis du risque sismique. Cette évaluation vise, d'une part, à analyser de manière périodique sur la base des données réactualisées, les risques d'effet falaise au-delà du dimensionnement et, d'autre part, à identifier les ouvrages, structures et équipements nécessaires à l'atteinte et au maintien d'un état sûr, qui doivent faire l'objet de renforcements complémentaires.

Les méthodes d'évaluation de la robustesse sismique, au-delà du dimensionnement, qui seront mises en œuvre par l'exploitant lors des prochaines phases génériques de réexamens font l'objet d'une analyse par l'ASN.

Quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe

Mis en service entre 1977 et 1987, les 34 réacteurs d'EDF d'une puissance de 900 MWe atteignent, pour les premiers d'entre eux, l'échéance de leur quatrième réexamen périodique. C'est dans ce cadre que seront définies les conditions de poursuite de fonctionnement de ces réacteurs.

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 ;
- les modifications associées à ce réexamen périodique permettront de terminer l'intégration sur ces réacteurs des modifications prescrites par l'ASN à la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima ;
- 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.

L'ASN a pris position sur les objectifs pour ce réexamen périodique, c'est-à-dire le niveau de sûreté à atteindre pour poursuivre l'exploitation des réacteurs et a formulé des demandes complémentaires en avril 2016. EDF a complété son programme de travail et présenté en 2018 à l'ASN les mesures qu'elle envisage pour répondre à ces demandes.

L'ASN poursuit, avec l'appui de l'IRSN, l'instruction des études génériques liées à ce réexamen. En 2019 et 2020, elle sollicitera l'avis du GP avis 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. L'ASN prendra position sur les études génériques liées à ce réexamen à la fin de l'année 2020.

L'ASN a recueilli en 2018 l'avis de ses groupes permanents d'experts sur la maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence et sur la résistance mécanique des cuves :

- après instruction, l'ASN considère que les dispositions mises en œuvre ou prévues pour assurer la maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence des structures, systèmes et composants des réacteurs de 900 MWe au-delà de leur quatrième réexamen périodique et contribuer ainsi au maintien de leur conformité sont satisfaisantes.
- le dossier de justification de la tenue en service de la zone irradiée des cuves pour les dix ans suivant leurs quatrième réexamens périodiques a été transmis par EDF en 2016. Il a fait l'objet d'une première présentation au groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires en novembre 2018 et une nouvelle présentation, notamment concernant les chargements thermomécaniques sollicitant les cuves doit être faite en fin d'année 2019 afin de statuer sur la capacité des cuves à poursuivre leur fonctionnement.

L'ASN examine régulièrement les dossiers relatifs aux cuves transmis par EDF. Le métal de la cuve soumis au rayonnement neutronique issu du cœur subit des modifications de ses propriétés mécaniques rendant la cuve plus fragile et donc plus sensible aux chocs thermiques sous pression ou aux montées brutales de pression à froid. La démonstration de la bonne tenue de la zone irradiée de la cuve à la

rupture brutale tient compte de ce phénomène, mais doit être révisée périodiquement pour tenir compte de l'évolution des connaissances.

Pour se prémunir contre tout risque de rupture, les mesures suivantes ont été prises dès le démarrage :

- un programme de suivi du phénomène de fragilisation du métal due à l'irradiation : des éprouvettes prélevées dans le même métal que la cuve ont été placées à l'intérieur de celle-ci et sont utilisées pour réaliser des essais mécaniques ;
- des contrôles périodiques permettant de vérifier l'absence de défaut ou, en cas de présence de défauts de fabrication, de vérifier que ces derniers n'évoluent pas.

Ainsi, le dossier relatif à la tenue en service de la zone irradiée des cuves des réacteurs de 900 MWe pour les dix ans suivant leurs troisièmes réexamens périodiques a été présenté au groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires en juin 2010. L'ASN a considéré que l'exploitation de ces cuves pendant la durée considérée était acceptable, mais a demandé qu'EDF complète ses connaissances et fournisse des éléments complémentaires pour renforcer encore les garanties obtenues. L'ASN a notamment reconduit sa demande de contrôle tous les 5 ans de la cuve de Tricastin 1, qui présente 20 défauts sous revêtement, et a demandé à EDF de maintenir ou de mettre en place un réchauffage de l'injection de sécurité sur les réacteurs de Tricastin 1, Fessenheim 2 et Saint Laurent B 1 afin de limiter les sollicitations de la cuve lors d'une éventuelle situation accidentelle.

14.2.4.1.2 Évaluation et vérification de la sûreté des réacteurs électronucléaires sur la période 2016-2018

Les centrales nucléaires en fonctionnement

L'ASN considère que la sûreté des centrales nucléaires d'EDF s'est maintenue à un niveau satisfaisant en 2016-2018.

Le nombre d'événements significatifs a été globalement stable en 2018 par rapport à 2017. Les démarches de vérification entreprises par EDF mettent régulièrement en évidence des défauts qui affectent plusieurs centrales nucléaires. Ces défauts sont pour la plupart des écarts liés à la conception des matériels, à leur montage ou à leur maintenance, et conduisent à remettre en cause leur capacité à remplir leur fonction dans toutes les situations prises en compte dans la démonstration de sûreté nucléaire.

La conformité des installations

À l'instar des années précédentes, l'ASN considère que l'état réel de conformité des installations doit être sensiblement amélioré. C'est en particulier le cas de la résistance au séisme des matériels. EDF doit poursuivre les actions de contrôle ciblées qu'elle déploie progressivement depuis plusieurs années et qui permettent de détecter régulièrement des matériels à renforcer. La maîtrise de la conformité des installations en fonctionnement constituera un axe de contrôle majeur de l'ASN en 2019, notamment lors de la quatrième visite décennale du réacteur 1 de la centrale nucléaire du Tricastin.

EDF a engagé en 2018 une révision de son référentiel interne afin d'améliorer le traitement des écarts et assurer une information réactive de l'ASN : ceci constitue une première avancée. Par ailleurs, l'ASN a constaté en 2018 qu'EDF a davantage privilégié, par rapport aux années précédentes, la remise en conformité rapide de son installation après la détection d'un écart.

Afin de lutter contre les risques de fraudes, EDF a adapté ses pratiques de contrôle, notamment en ayant un recours accru aux contrôles inopinés ou contradictoires. EDF a par ailleurs achevé en 2018 la revue

des dossiers de fabrication des composants forgés à l'usine de Creusot Forge. L'examen par l'ASN des écarts identifiés dans le cadre de cette revue n'a pas mis en évidence en 2018 de nouvel écart nécessitant la réparation ou le remplacement immédiat d'un équipement, mais a néanmoins conduit à formuler des demandes de justifications complémentaires dans l'objectif de conforter les démonstrations apportées par EDF. L'instruction de ces justifications complémentaires se poursuivra en 2019.

La maintenance

EDF a mis en place des plans d'action pour réduire l'occurrence des défauts de qualité de maintenance : ceux-ci persistent cependant à un niveau encore trop élevé. Plusieurs d'entre eux auraient pu être évités par une meilleure prise en compte du retour d'expérience des autres réacteurs d'EDF, y compris sur un même site.

L'ASN constate toutefois que la plupart des sites ont réussi à s'organiser pour mener à bien des opérations de maintenance conséquentes, par exemple la préparation et la réalisation des visites décennales qui mobilisent fortement leurs ressources, notamment les plus expérimentées, en raison des phases de maintenance particulièrement intenses.

Par ailleurs, l'ASN considère que des actions volontaristes doivent être engagées par EDF pour renforcer ses programmes de maintenance de certains équipements. L'ASN constate en particulier des niveaux d'encrassement très importants sur certaines structures internes des générateurs de vapeur de plusieurs réacteurs, susceptibles d'altérer la sûreté de leur fonctionnement. Ces niveaux d'encrassement résultent d'une maintenance insuffisante pour assurer un état de propreté satisfaisant. L'ASN considère que le suivi en service des autres équipements du circuit primaire principal est approprié. Il a permis en particulier de détecter en 2017 une fissure sur la traversée de fond de cuve du réacteur 3 de la centrale nucléaire de Cattenom, dont l'absence d'évolution a été constatée en 2018.

Dans la perspective de la poursuite du fonctionnement des réacteurs, du programme « grand carénage » et du retour d'expérience de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima, l'ASN considère important qu'EDF poursuive ses efforts engagés pour remédier aux difficultés rencontrées et pour améliorer ses programmes de maintenance.

L'ASN observe également des déficiences dans la traçabilité et la fiabilisation des interventions. Plusieurs anomalies sont notamment la conséquence de l'application erronée d'une procédure de maintenance, voire du caractère inadapté de cette dernière. Les intervenants doivent encore faire face à des contraintes liées à l'organisation du travail dont ils ne sont pas responsables, telles que la préparation insuffisante de certaines activités, des modifications imprévues de calendrier ou des problèmes de coordination des chantiers. Les analyses menées par les sites à la suite d'événements significatifs conduisent souvent à des actions correctives limitées à des actions de sensibilisation ponctuelles des agents, services ou entreprises identifiés comme responsables de l'écart. L'analyse des causes profondes devrait être approfondie afin d'identifier les fragilités organisationnelles.

L'ASN relève régulièrement la difficulté d'EDF à assurer une surveillance adaptée et proportionnée des activités sous-traitées, que celles-ci soient réalisées dans le périmètre de la centrale nucléaire ou chez les fournisseurs de biens et de services. L'ASN constate toutefois une mobilisation accrue des acteurs de la surveillance des intervenants extérieurs dans les centrales nucléaires. Elle considère qu'EDF doit encore renforcer le rôle de ces acteurs, leur implication et leur compétence pour leur permettre de détecter, au plus tôt, tout geste technique inapproprié.

L'exploitation

L'année 2018 a été marquée par des difficultés rencontrées par EDF lors des redémarrages après les arrêts de réacteur. La planification, la réalisation et l'analyse des résultats des essais périodiques constituent des domaines dans lesquels la quasi-totalité des sites doit progresser. En particulier, les inspecteurs de l'ASN ont constaté à plusieurs reprises des conclusions erronées en matière de disponibilité des matériels à l'issue de la réalisation d'essais périodiques. EDF a engagé des actions d'amélioration, dont les effets ne sont toutefois pas encore mesurables.

La maîtrise de certaines activités sensibles, telles que les modifications momentanées des configurations des circuits pour procéder aux essais périodiques, semble en voie de progrès sur certains sites. Ces progrès, qui sont à replacer dans le cadre des plans d'action engagés par EDF depuis plusieurs années, restent à conforter.

EDF a renforcé depuis plusieurs années son organisation pour la maîtrise des risques liés aux agressions, comme l'organisation mise en place pour détecter et écarter les risques de chute d'objets en cas de séisme (moyens d'éclairage, de lutte contre l'incendie...). L'ASN constate toutefois régulièrement que les dispositions prises par EDF pour la prévention des agressions et la limitation de leurs conséquences doivent encore être améliorées. C'est en particulier le cas des dispositions en matière de risque incendie.

Par ailleurs, les inspections sur l'organisation et les moyens de crise ont permis de confirmer un bon niveau d'appropriation des principes d'organisation, de préparation et de gestion des situations d'urgence relevant d'un plan d'urgence interne.

La poursuite de fonctionnement des réacteurs

L'ASN relève enfin les actions ambitieuses menées par EDF pour permettre la poursuite de fonctionnement de ses réacteurs. Les dispositions prévues dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe conduiront ainsi à des améliorations significatives de la sûreté des installations. L'ASN attend toutefois encore des compléments de démonstration sur certains sujets, qui apparaissent à ce stade de l'instruction comme susceptibles de faire l'objet de demandes de dispositions complémentaires notables. C'est en particulier le cas en ce qui concerne la résistance au séisme, l'efficacité des moyens de recirculation de l'eau présente au fond des puisards des bâtiments réacteurs et la nécessité ou non d'épaissir les radiers de certaines enceintes de confinement. EDF a mobilisé des capacités importantes d'ingénierie pour ce réexamen. L'ASN constate toutefois une saturation des équipes d'ingénierie d'EDF, qui devra être prise en compte pour la préparation des autres réexamens.

La radioprotection des personnels et la protection de l'environnement

La prise en compte de la radioprotection au sein des centrales nucléaires en 2018 est hétérogène, notamment en ce qui concerne la maîtrise de la propreté radiologique au sein des installations et les dispositions mises en œuvre pour prévenir le risque de contamination. Face à ces constats, l'ASN contrôle de manière renforcée la mise en œuvre des plans d'action demandés pour corriger ces situations sur les réacteurs concernés.

L'organisation d'EDF en matière de maîtrise des nuisances et de l'impact des centrales nucléaires sur l'environnement doit être améliorée sur la plupart des sites et l'ASN considère que l'exploitant doit accroître sa vigilance sur ces thématiques. Malgré le plan d'action mis en place par EDF pour limiter les déversements de liquides pouvant induire des écoulements incidentels dans l'environnement, les événements conduisant à des déversements ont été encore trop nombreux en 2018. En ce qui concerne la gestion des déchets, l'ASN a pu constater une progression de certains sites auparavant en retrait, mais elle attend encore d'EDF une amélioration notable de son organisation sur ce thème.

14.2.4.2 Les réacteurs de recherche

Chaque réacteur de recherche constitue un cas particulier, pour lequel l'ASN doit adapter son contrôle tout en faisant appliquer les pratiques et les règles communes en matière de sûreté. Les dernières années ont vu se développer une approche plus générique de la sûreté de ces installations, inspirée des règles applicables aux réacteurs de puissance, notamment l'analyse de sûreté par « conditions de fonctionnement » (événements initiateurs postulés) et le classement de sûreté des matériels associés. Cette approche est à présent utilisée dans le cadre des réexamens périodiques des installations existantes, ainsi que pour la conception de nouveaux réacteurs.

15. 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 Réglementation et demandes de l'ASN

Le cadre juridique des activités nucléaires en France a fait l'objet de profondes refontes au cours de ces dernières années. Le dispositif législatif est maintenant assez complet et la publication des textes d'application est très avancée, même si elle n'est pas encore complètement achevée.

La Commission européenne a réalisé un travail de refonte, en un texte unique, de plusieurs directives Euratom dont celles concernant les normes de base en radioprotection, la protection des patients vis-à-vis des expositions à des fins médicales et le contrôle des sources de haute activité.

La transposition de la nouvelle directive Euratom 2013/59, publiée le 5 décembre 2013, a impliqué des modifications législatives des codes de la santé publique, du travail et de l'environnement, à travers notamment la parution de l'ordonnance n° 2016-128 du 10 février 2016 portant diverses dispositions en matière nucléaire, du décret n° 2018-437 du 4 juin 2018 relatif à la protection des travailleurs contre les risques dus aux rayonnements ionisants, du décret n° 2018-438 du 4 juin 2018 relatif à la protection contre les risques dus aux rayonnements ionisants auxquels sont soumis certains travailleurs et du décret n° 2018-434 du 4 juin 2018 portant diverses dispositions en matière nucléaire.

15.1.1 Le code de la santé publique et les principes généraux de la radioprotection

Le chapitre III « rayonnements ionisants » du titre III du livre III de la partie législative du code de la santé publique définit l'ensemble des « activités nucléaires », c'est-à-dire toutes les activités comportant un risque d'exposition des personnes aux rayonnements ionisants émanant soit d'une source artificielle, qu'il s'agisse de substances ou de dispositifs, soit d'une source naturelle lorsque les radionucléides naturels sont traités ou l'ont été en raison de leurs propriétés radioactives, fissiles ou fertiles.

Le code de la santé publique définit dans son article L. 1333-2 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 du Conseil du 5 décembre 2013. Ces principes, rappelés ci-dessous, orientent l'action réglementaire dont l'ASN a la responsabilité.

Le code institue l'inspection de la radioprotection, composée et animée par l'ASN, chargée de contrôler l'application de ses dispositions en matière de radioprotection. Le code définit également un dispositif de sanctions administratives ou pénales.

15.1.1.1 Le principe de justification

« Une activité nucléaire ne peut être entreprise ou exercée que si elle est justifiée par les avantages qu'elle procure sur le plan individuel ou collectif, notamment en matière sanitaire, sociale, économique ou scientifique, rapportés aux risques inhérents à l'exposition aux rayonnements ionisants auxquels elle est susceptible de soumettre les personnes ».

L'évaluation du bénéfice attendu d'une activité nucléaire et du détriment sanitaire associé peut conduire à interdire une activité pour laquelle le bénéfice apparaîtra insuffisant au regard du risque.

15.1.1.2 Le principe d'optimisation

« Le niveau de l'exposition des personnes aux rayonnements ionisants résultant d'une activité nucléaire, la probabilité de la survenue de cette exposition et le nombre de personnes exposées doivent être maintenus au niveau le plus faible qu'il est raisonnablement possible d'atteindre, compte tenu de l'état des connaissances techniques, des facteurs économiques et sociétaux et, le cas échéant, de l'objectif médical recherché ».

Ce principe, connu sous le nom de principe ALARA, conduit par exemple à réduire, dans les autorisations de rejets, les quantités de radionucléides présents dans les effluents radioactifs issus des installations nucléaires ou à imposer une surveillance des expositions au niveau des postes de travail dans le but de les réduire au strict nécessaire.

15.1.1.3 Le principe de limitation

« L'exposition d'une personne aux rayonnements ionisants résultant d'une activité nucléaire ne peut porter la somme des doses reçues au-delà des limites fixées par voie réglementaire, sauf lorsque cette personne est l'objet d'une exposition à des fins médicales ou de recherche biomédicale ».

Les expositions induites par les activités nucléaires pour la population générale ou les travailleurs font l'objet de limites strictes (cf. § 15.1.2.1 et § 15.1.3.1). Le dépassement de ces limites traduit une situation jugée inacceptable ; il peut donner lieu à des sanctions administratives ou pénales.

15.1.2 La protection générale de la population

Outre les mesures particulières de radioprotection prises dans le cadre des autorisations individuelles concernant les activités nucléaires pour le bénéfice de la population générale et des travailleurs, plusieurs mesures d'ordre général 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.

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 équivalentes pour le cristallin et pour la peau sont fixées respectivement à 15 mSv/an et à 50 mSv/an (en valeur moyenne pour toute surface de 1 cm² de peau). La méthode de calcul des doses efficaces et équivalentes, 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 La surveillance radiologique de l'environnement

15.1.2.2.1 Les objectifs de la surveillance radiologique de l'environnement

Le code de l'environnement impose aux exploitants d'installations nucléaires de mettre en œuvre une surveillance radiologique de l'environnement autour de leur installation. Les objectifs de cette surveillance des différents compartiments de l'environnement (eaux de surface, eaux souterraines, air, matrices biologiques : herbe, lait, végétaux, produits de la pêche,...) sont de :

- contribuer à la connaissance de l'état radiologique et radio-écologique de l'environnement de l'installation et de son évolution ;

- contribuer à estimer l'impact de l'installation sur la santé et l'environnement ;
- détecter le plus précocement possible une élévation anormale de la radioactivité ;
- s'assurer de l'absence de dysfonctionnement de l'installation ;
- contribuer à la transparence et à l'information du public par la transmission de ces données au réseau national de mesure de la radioactivité de l'environnement (RNM – cf. annexe 4, § 4.3)).

15.1.2.2.2 Les missions de l'ASN relatives à la surveillance réglementaire en radioprotection

Le code de l'environnement confie à l'ASN la mission « *d'organiser une veille permanente en matière de radioprotection sur le territoire national* », dont la surveillance radiologique de l'environnement fait partie intégrante.

À ce titre, l'ASN prend des décisions réglementaires à caractère technique soit de portée générale, qui s'appliquent à l'ensemble des exploitants d'INB, soit de portée individuelle, qui réglementent une installation particulière. L'ASN fixe, à cet égard, des prescriptions minimales en matière de surveillance de la radioactivité de l'environnement et s'assure ensuite du respect de ces prescriptions.

L'ASN assure par ailleurs un rôle en matière d'information du public, en s'assurant notamment de la mise à disposition du public des informations environnementales.

Enfin, l'ASN apporte son concours au ministère chargé de la santé pour la définition des dispositions techniques applicables au contrôle sanitaire de la qualité radiologique des eaux destinées à la consommation humaine, ainsi que pour l'agrément des laboratoires réalisant ces mesures de contrôle sanitaire.

15.1.2.2.3 Les autres acteurs de la surveillance

Le contrôle de l'état radiologique de l'environnement est effectué de façon plus importante à proximité des installations nucléaires, mais il est également réalisé sur l'ensemble du territoire français. Différents réseaux de surveillance sont ainsi déployés pour permettre des mesures régulières et précises :

- des réseaux de prélèvement d'échantillons dans l'environnement (air, eau, sol et denrées) qui sont analysés *a posteriori* en laboratoire ;
- des réseaux de télésurveillance de la radioactivité de l'air assurent une transmission en continu et en temps réel de leurs résultats de mesure, et ont également une fonction d'alerte en cas d'élévation inhabituelle de la radioactivité mesurée.

Exploitants des INB

En France, les exploitants sont responsables de la surveillance de l'environnement autour de leur installation, en application de leurs prescriptions individuelles (décret d'autorisation de création, arrêtés d'autorisation de rejets ou décision ASN encadrant les prélèvements d'eau et les rejets) qui définissent les mesures à réaliser et leur fréquence, indépendamment des dispositions complémentaires que peuvent prendre les exploitants pour leur propre suivi.

Le contenu minimal de cette surveillance est défini dans « l'arrêté INB » et dans la décision N° 2013-DC-0360 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 16 juillet 2013 modifiée relative à la maîtrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement des INB françaises.

IRSN

À proximité des installations nucléaires, l'IRSN a ses propres réseaux de surveillance et réalise une surveillance régulière, complémentaire de celle mise en place par les exploitants nucléaires (Andra, CEA,

EDF, Marine Nationale, Orano...). Les résultats de mesure obtenus sont versés au Réseau National de Mesures de la radioactivité de l'environnement (RNM).

Au-delà de la surveillance exercée au plus près des installations, une surveillance élargie permet de connaître l'état radiologique de l'environnement. Cette surveillance est réalisée par de nombreux acteurs : l'IRSN, les directions ministérielles et les services de l'État en charge de contrôles sanitaires, ainsi que par d'autres acteurs appartenant à des organisations non gouvernementales (ACRO, CLI, ALQA, universités...).

L'IRSN acquiert des données sur la radioactivité de l'environnement français en métropole et dans les DOM-COM grâce aux études radio-écologiques réalisées à la demande d'exploitants nucléaires, des pouvoirs publics ou de représentants de la société civile (CLI, collectivités, associations...), ou dans le cadre de ses propres programmes d'études et de recherche.

Pour ce faire, 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, parmi lesquels on trouve :
 - le réseau Téléray, récemment rénové, qui s'appuie sur 450 balises de mesure (cf. annexe 4, § 4.3) ;
 - le réseau Hydrotéléray, qui comporte 7 stations de surveillance implantées sur les grands fleuves ;
 - le réseau de prélèvement en continu OPERA, avec mesures en laboratoire.
- le traitement et la mesure en laboratoire d'échantillons prélevés dans différents compartiments de l'environnement, à proximité ou non d'installations susceptibles de rejeter des radionucléides.

Les résultats des mesures sont transmis au RNM, qui permet d'avoir une vision globale du niveau de radioactivité du territoire dans les différents milieux de l'environnement et les denrées. Les mesures sont rendus accessibles pour le public au travers de plateformes Internet parmi lesquelles celle du RNM (<http://www.mesure-radioactivite.fr/>) et celles de l'IRSN (<http://teleray.irsn.fr>).

- Une analyse des données de surveillance radiologique de l'environnement est effectuée périodiquement par l'IRSN et rendue publique, soit sous la forme de synthèses à l'échelle nationale (bilans radiologiques), soit à l'échelle régionale (constats radiologiques et bilan de la surveillance radiologique en Polynésie française), soit sous forme de synthèses thématiques (ex. constat radiologique sur la rémanence de la radioactivité d'origine artificielle).

15.1.2.2.4 Les déchets et les effluents radioactifs

Gestion des déchets des INB

Les principes directeurs de la gestion des déchets sont : la limitation de la quantité produite, le tri par nature et par niveau d'activité, le conditionnement dès la production, l'entreposage garantissant l'intégrité des colis, le transport puis le stockage.

En pratique, la gestion des déchets est contrôlée notamment lors de l'instruction des études sur la gestion des déchets de chaque site ou installation, qui décrivent les objectifs de l'exploitant pour gérer ses déchets, notamment les filières de gestion de chaque type jusqu'à leur élimination. Par ailleurs, depuis le 1^{er} juillet 2015 (décision n° 2015-DC-0508 de l'ASN du 21 avril 2015), les INB doivent disposer d'un plan de zonage déchets qui justifie la délimitation des zones à production possibles de déchets nucléaires, les

modalités de déclassements ou reclassements du zonage déchets, la traçabilité et la conservation de l'historique des zones où les structures et les sols sont susceptibles d'avoir été contaminés ou activés. Le guide n° 23 de l'ASN précise certaines modalités d'application de cette décision. Depuis le 1^{er} juillet 2018 (décision n° 2017-DC-0587 de l'ASN du 23 mars 2017), les modalités de conditionnement des déchets radioactifs et les conditions d'acceptation des colis de déchets dans les INB de stockage sont encadrées plus précisément.

Enfin, la réglementation française n'a pas repris la notion de seuil de libération pour les déchets.

Les rejets des INB

Le code de l'environnement donne compétence à l'ASN pour définir les prescriptions encadrant les prélèvements d'eau et les rejets d'effluents des INB.

À l'occasion des renouvellements ou de modifications de ces prescriptions, l'ASN fixe les valeurs limites d'émission, de prélèvement d'eau et de rejet d'effluents sur la base des meilleures techniques disponibles dans des conditions techniquement et économiquement acceptables en prenant en considération les caractéristiques de l'installation, son implantation et les conditions locales de l'environnement.

La démarche de réduction à la source des rejets des INB vise à réduire leur quantité. Les efforts d'optimisation mis en œuvre par les exploitants ont conduit à ce que, à « fonctionnement équivalent », les émissions soient réduites, parfois de manière considérable. La fixation des valeurs limites de rejets et leur révision périodique doit inciter les exploitants à maintenir leurs efforts d'optimisation et de maîtrise des rejets.

Dans ses décisions, l'ASN définit les prescriptions relatives aux modalités de prélèvement et de rejets pour chaque INB, et celles qui fixent leurs limites des rejets dans l'environnement (décisions soumises à l'homologation des ministres chargés de la sûreté nucléaire pour les INB en construction et en fonctionnement).

Depuis le 1^{er} juillet 2012, les projets de modification d'une INB susceptibles de provoquer un accroissement significatif de ses prélèvements d'eau ou de ses rejets dans l'environnement font l'objet d'une mise à disposition du public.

15.1.2.3 La protection de la population en situation d'exposition durable

Les sites contaminés par des matières radioactives le sont du fait de l'exercice, passé ou ancien, d'une activité nucléaire ou d'une activité industrielle utilisant des matières premières contenant des quantités non négligeables de radioéléments naturels. Ces sites sont pour la plupart répertoriés dans l'inventaire diffusé et mis à jour périodiquement par l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (Andra), consultable sur le site www.Andra.fr.

Un guide pour la gestion des sites potentiellement pollués, dont l'élaboration a été pilotée par l'ASN et le ministère de l'Écologie, a été publié en décembre 2011. Il décrit la démarche applicable pour traiter les diverses situations susceptibles d'être rencontrées dans le cadre de la réhabilitation des sites (potentiellement) contaminés par des substances radioactives.

Un autre guide a été publié en 2016 pour la gestion des sols pollués par les activités d'une INB.

15.1.3 La protection des travailleurs

Le code du travail contient des dispositions spécifiques à la protection des travailleurs, salariés ou non, susceptibles d'être exposés à des rayonnements ionisants. Il procède à la transposition en droit français

des directives Euratom concernant la protection des travailleurs extérieurs risquant d'être exposés à des rayonnements ionisants au cours de leur intervention en zone contrôlée.

Des liens existent entre le code de la santé publique, le code de l'environnement et le code du travail en ce qui concerne les dispositions de protection collectives des travailleurs au sein des INB.

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 ;
- aux règles techniques d'aménagement des locaux de travail ;
- à la formation et au suivi dosimétrique et médical des travailleurs ;
- aux situations anormales de travail (exposition exceptionnelle) ;
- à l'organisation fonctionnelle de la radioprotection dans l'établissement (notamment le service compétent en radioprotection).

15.1.3.1 Les limites de dose pour le travailleur

Les expositions induites par les activités nucléaires pour les travailleurs font l'objet de limites.

Pour l'organisme entier, la valeur limite d'exposition est de 20 mSv sur douze mois consécutifs en dose efficace. Cette limite de dose est complétée par des limites spécifiques pour les organes ou tissus, dites « doses équivalentes » qui 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. En effet, 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.

Dans des circonstances exceptionnelles, des dépassements de ces valeurs limites peuvent être autorisés sous conditions ; le niveau d'exposition ne peut toutefois pas dépasser 50 mSv sur douze mois en termes de dose efficace ou en termes de dose équivalente pour le cristallin, pour autant que la dose annuelle moyenne reçue sur 5 ans ne soit pas supérieure à 20 mSv. Des dispositions spécifiques sont prévues également en cas de situation d'urgence radiologique.

Des valeurs limites d'exposition sont complétées par des limites spécifiques applicables :

- en cas de grossesse, à l'exposition de l'enfant à naître, qui doit demeurer inférieure à 1 mSv ;
- pour les jeunes âgés de 16 ans à 18 ans, une limite de dose efficace de 6 mSv, et des limites de doses équivalentes pour les extrémités et la peau de 150 mSv et de 15 mSv pour le cristallin.

Le code du travail interdit d'employer des salariés titulaires d'un contrat de travail à durée déterminée et des salariés temporaires pour l'exécution des travaux accomplis dans des zones où la dose efficace susceptible d'être reçue, intégrée sur une heure, est supérieure à 2 mSv.

Si un salarié titulaire d'un contrat de travail à durée déterminée est exposé à des rayonnements ionisants et qu'au terme de son contrat cette exposition excède la valeur limite annuelle rapportée à la durée du contrat, l'employeur doit lui proposer une prorogation du contrat pour une durée telle que l'exposition constatée à l'expiration de la prorogation soit au plus égale à la valeur limite annuelle rapportée à la durée totale du contrat.

15.1.3.2 Le zonage

La réglementation⁵ fixe des prescriptions relatives à la délimitation des zones surveillées ou contrôlées et définit par ailleurs les règles d'hygiène, de sécurité et d'entretien qui doivent être respectées dans ces zones.

La délimitation des zones réglementées est définie sur la base d'une évaluation des risques et du niveau d'exposition externe (doses efficaces ou équivalentes), le cas échéant interne. La réglementation fixe des valeurs de référence.

15.1.3.3 Le conseiller en radioprotection (CRP)

Les missions du conseiller en radioprotection (CRP) sont exercées sous la responsabilité de l'employeur. Il donne des conseils et apporte son concours à l'employeur sur différents sujets : il est notamment consulté pour la réalisation de l'évaluation des risques, pour la délimitation des zones et pour la définition des mesures de protection destinées à réduire les expositions au niveau le plus faible qu'il est raisonnablement possible d'atteindre (principe d'optimisation). Le CRP peut être une personne physique interne à l'établissement ou à l'entreprise dénommée « personne compétente en radioprotection » (PCR) ou un organisme externe certifié dénommé « organisme compétent en radioprotection » (OCR). Pour les INB, un « pôle de compétences » reconnu par l'ASN est mis en place.

La réglementation⁶ prévoit trois niveaux de formation et cinq secteurs d'activité, parmi lesquels un secteur «réacteur nucléaire», regroupant les réacteurs nucléaires quelle qu'en soit la finalité.

La formation comporte un module théorique et un module pratique, spécifique à chacun des secteurs. Les organismes de formation délivrant la formation « PCR » doivent être certifiés par un organisme accrédité par le Comité français d'accréditation (COFRAC).

15.1.3.4 Le suivi dosimétrique des travailleurs

Le système de surveillance des expositions externes des personnes travaillant dans les installations où sont utilisés les rayonnements ionisants a été mis en place depuis plusieurs décennies. 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.irsn.fr/>) géré par l'IRSN et font l'objet d'une publication annuelle.

Le système SISERI⁷ centralise, au niveau national, les données de :

- la dosimétrie externe passive, dont les résultats sont fournis par les organismes de dosimétrie ;

⁵ Arrêté du 15 mai 2006 modifié relatif aux conditions de délimitation et de signalisation des zones surveillées et contrôlées et des zones spécialement réglementées ou interdites compte tenu de l'exposition aux rayonnements ionisants ainsi qu'aux règles d'hygiène, de sécurité et d'entretien qui y sont imposées.

⁶ Arrêté du 6 décembre 2013 relatif aux modalités de formation de la personne compétente en radioprotection et de certification des organismes de formation.

⁷ Informations issues du bilan 2017 « Exposition professionnelle aux rayonnements ionisants en France ». Date de publication: juin 2018, IRSN. Référence PSE-SANTE 2018-000005.

- la dosimétrie externe opérationnelle, dont les résultats sont envoyés par les CRP 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.

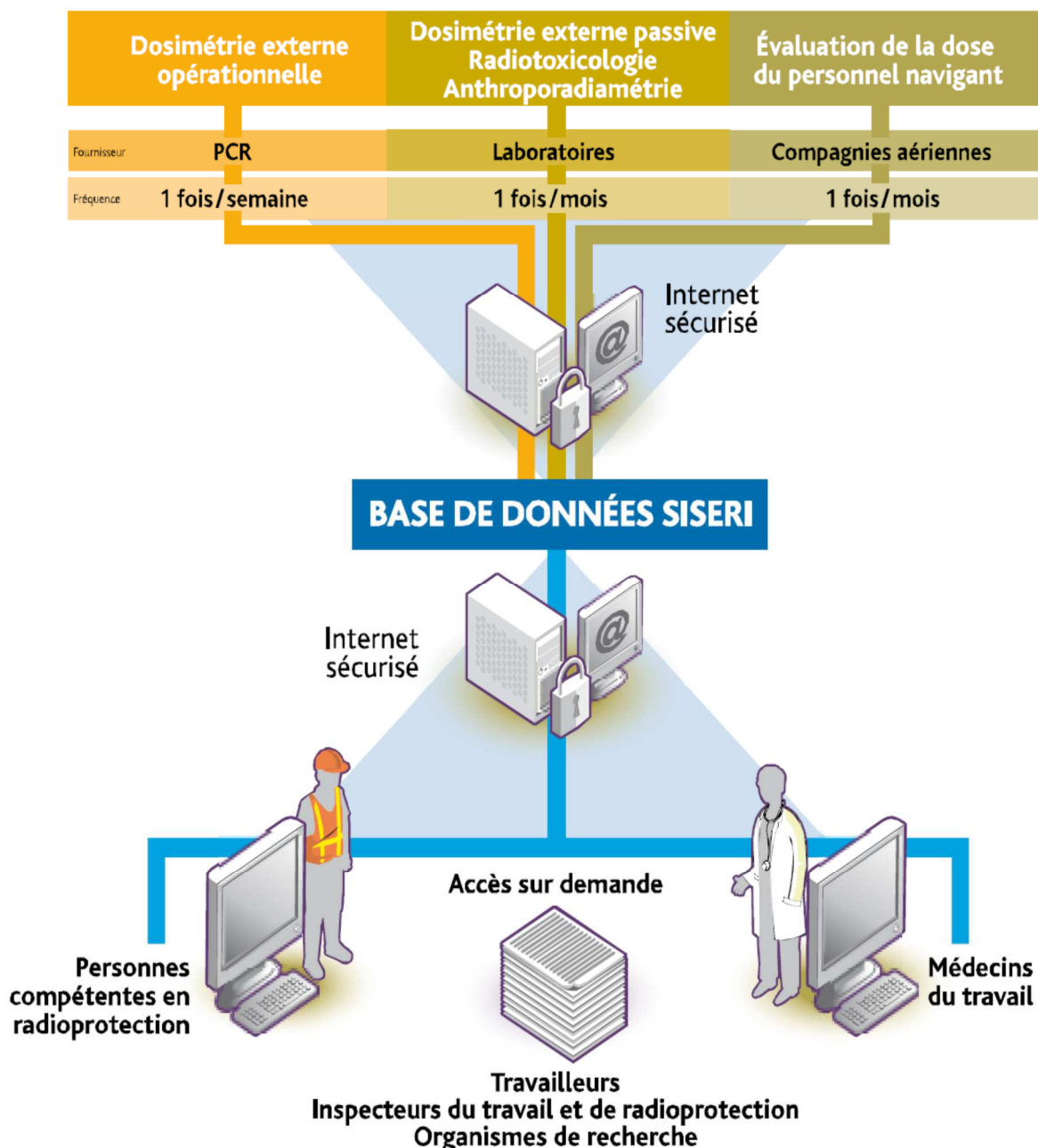


Figure 5 : Fonctionnement du système SISERI (source IRSN)

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.

15.1.3.5 Les vérifications de l'efficacité des moyens de prévention

Les équipements de travail, les sources de rayonnements ionisants, les lieux de travail sont soumis à des vérifications initiales et périodiques. Les vérifications initiales et, le cas échéant, leur renouvellement sont effectués par des organismes accrédités, les pôles de compétences ou par l'IRSN. La nature et la fréquence des contrôles techniques de radioprotection sont définies par la réglementation. Des vérifications périodiques sont également effectuées par ou sous la supervision du conseiller en radioprotection.

15.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

15.2.1 La radioprotection des travailleurs

Une démarche d'optimisation de la dosimétrie des travailleurs doit être entreprise préalablement à la réalisation des opérations. Les doses reçues par les intervenants peuvent résulter d'une contamination interne ou d'une exposition externe aux rayonnements. Pour mieux optimiser et diminuer les doses des personnes exposées, EDF a lancé en 1992 une politique ALARA 1, redynamisée en 2000. Des gains importants ont alors été obtenus, puisque la dose collective par an et par réacteur est passée de 2,4 homme.Sv en 1992 à 0,67 homme.Sv/ réacteur en 2018.

Concernant la dose individuelle, les doses des intervenants les plus exposés ont été fortement réduites. Sur la période 2016 - 2018, il n'y a pas eu d'intervenant (personnel EDF et prestataires) dont la dose annuelle est comprise entre 16 et 20 mSv (aucune également sur la période 2013 – 2015). À fin 2018, on dénombre un seul intervenant dont la dose annuelle dépasse très faiblement 14 mSv (pour 2 à fin 2015) et 160 intervenants dont la dose annuelle est > 10 mSv (pour 266 à fin 2015).

Cette démarche d'optimisation des doses se fonde sur quatre axes :

La réduction de la contamination des circuits

Le retour d'expérience étranger montre que 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 terme de réduction des Débits d'Équivalent de Dose (DeD) sur les premiers cycles d'exploitation postérieurs au remplacement de ces composants. L'intérêt d'une injection de zinc en continu reste à l'étude et à démontrer.

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 – 2018, 7 nouvelles interventions ont été réalisées (Fessenheim 1, Bugey 4, Paluel 1, Gravelines 5, Gravelines 6, Chinon 2, Saint-Laurent 2). 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.

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, contribuant à l'optimisation de la dosimétrie des intervenants.

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 sites nucléaires EDF. Ces seuils sont fixés à 13 mSv pour la pré-alerte, et 18 mSv pour l'alerte. En cas d'atteinte de ces valeurs, des processus particuliers de concertation associant intervenants, médecins et radioprotectionnistes sont mis en place.

Les métiers les plus exposés font l'objet d'un suivi particulier qui porte ses fruits, puisque les doses individuelles sont en diminution notable et la moyenne dosimétrique individuelle décroît de façon continue depuis quinze ans pour atteindre 0,9 h.mSv par intervenant en 2018 (2,17 en 2000).

Les activités à risque d'exposition importante aux rayonnements font l'objet d'un processus spécifique

Ces activités spécifiques regroupent les dispositifs d'accès en zone rouge (débit d'équivalent de dose supérieur à 100 mSv/h), d'accès en zone orange (débit d'équivalent de dose supérieur à 2 mSv/h), et la réalisation de tirs gammagraphiques. Des organisations spécifiques ont 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. Ces derniers sont ainsi classés selon un système de cotation qui fait l'objet d'un suivi particulier de la part de la DPN. Tout événement significatif concernant les tirs gammagraphiques et le dispositif d'accès en zone rouge fait l'objet d'un suivi particulier par l'unité d'ingénierie centralisée et d'une présentation par le site lui-même dans le comité national de prévention des risques qui traite de la radioprotection. Ce comité est présidé par le Directeur adjoint de la DPN.

15.2.2 La radioprotection du public

15.2.2.1 Rejets d'effluents radioactifs

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, directement corrélés à la puissance produite par les tranches, restent stables :

- autour de 16 TBq/réacteur/an pour le tritium liquide, 0,45 TBq/réacteur/an pour le tritium gazeux ;
- autour de 10 GBq/réacteur/an pour le carbone 14 liquide, 0,15 TBq/réacteur/an pour le carbone 14 gazeux.

Les valeurs des rejets annuels moyens par réacteur d'effluents radioactifs liquides et atmosphériques, tous paliers confondus, étaient, en 2017, celles qui 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	9,2	150
Iode	0,004	0,015
Tritium	15 900	450
PF-PA	0,2	0,002
Gaz rares	Sans objet	500

Tableau 4 : Rejets radioactifs liquides et gazeux annuels moyens par réacteur

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 $\mu\text{Sv}/\text{an}$, 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 ($\approx 2\,900\ \mu\text{Sv}/\text{an}$ en moyenne). Cet impact est inférieur au seuil de $10\ \mu\text{Sv}/\text{an}$, seuil au-dessous duquel un éventuel risque « sanitaire » est considéré comme négligeable par les instances internationales (CIPR, AIEA⁸). La figure 13 du § 4.1.3 de l'annexe 4 (surveillance de l'environnement) donne le bilan des rejets liquides et gazeux des centrales nucléaires.

15.2.2.2 La surveillance de l'environnement

La surveillance réglementaire de l'environnement est réalisée conformément à la décision n° 2013-DC-0360 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 16 juillet 2013 relative à la maîtrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement des INB, modifiée par l'arrêté du 5 décembre 2016, détaillée en annexe 4. Adapté à chacune des installations nucléaires, le programme de surveillance de l'environnement mis en place par EDF établi en accord avec l'ASN, est réalisé sous la responsabilité de l'exploitant. 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) directement lié à la nature et la fréquence des rejets autorisés (cf. annexe 4).

À l'initiative de l'exploitant, la surveillance réglementaire est complétée 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. Les sites réalisent également des bilans radio-écologiques décennaux

⁸ AIEA Safety series N° 89, International Basic Safety Standards (AIEA96), European Commission, Radiation Protection 113, Annals of ICRP - The scope of radiological protection regulation. 2006 Jack Valentin.

comparables au « point zéro » effectué préalablement à la mise en service du premier réacteur d'un site, dont il ressort que :

- l'influence sur le compartiment terrestre (sols cultivés ou non, lait, végétaux,...) des rejets d'effluents radioactifs atmosphériques des sites demeure difficilement perceptible malgré le niveau de performance élevé des techniques analytiques utilisées, y compris pour le tritium. Seule l'influence des rejets de carbone 14 peut être décelée avec un écart de 1 à 3 % en moyenne (soit de l'ordre des incertitudes de mesure), par rapport à des zones non soumises à l'influence des rejets d'effluents à l'atmosphère.
- l'influence sur le compartiment aquatique continental et marin des rejets des sites français se traduit par la détection ponctuelle de ^{14}C , ^{137}Cs , ^{60}Co et ^{58}Co et ^3H dans certaines des matrices suivies. Concernant l'activité des radionucléides émetteurs gamma dans les matrices environnementales aquatiques, il est intéressant de noter que cette dernière a diminué d'un facteur 10 entre les années 1990 et 2000 et a atteint un plateau depuis. L'évolution à la baisse de l'activité mesurée dans les végétaux aquatiques est en relation directe avec les actions engagées d'optimisation et de réduction des rejets d'effluents liquides. Les mesures réalisées dans le milieu marin montrent également que du fait des rejets d'effluents radioactifs autorisés, l'incidence des installations n'est perceptible que dans le champ proche.

Les résultats des analyses réalisées dans le cadre de la surveillance réglementaire de la radioactivité de l'environnement, associés aux résultats des analyses issues des suivis radio-écologiques annuels et décennaux, contribuent à la démonstration du très faible impact des rejets d'effluents radioactifs des sites sur les environnements terrestre et aquatique. Ils confirment également la baisse générale de l'activité des radionucléides émetteurs gamma artificiels mesurés dans les matrices environnementales surveillées depuis le milieu des années 90.

Ces résultats, associés à la baisse des rejets d'effluents rappelés ci-dessus, sont la traduction environnementale de la qualité d'exploitation des sites et le bénéfice des actions réalisées par EDF pour réduire les rejets d'effluents et leurs impacts sur l'environnement.

15.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

15.3.1 Les réacteurs du CEA

Des équipes dédiées assurent la surveillance des installations, le suivi du personnel du CEA et, en dehors des heures normales, un dispositif d'astreinte ou de permanence.

Le suivi radiologique du personnel est assuré sur chaque site par des équipes spécialisées. Les résultats de dosimétrie passive externe et interne sont transmis au système SISERI par les organismes de dosimétrie. Chaque salarié intervenant en zone contrôlée est de plus muni d'un dosimètre opérationnel individuel permettant un suivi continu et en temps réel des doses éventuellement reçues ; les résultats de ces dosimètres sont transmis au système SISERI.

Les salariés des entreprises prestataires sont suivis par des organismes agréés qui leur délivrent les dosimètres passifs. Ce suivi est complété par des dosimètres opérationnels individuels que le CEA peut mettre à disposition de ces salariés.

Sur la base du principe d'équivalence, le CEA a précisé les dispositions d'organisation de la radioprotection des opérations confiées à des entreprises extérieures. Pour ces opérations comportant

un risque d'exposition aux rayonnements ionisants, l'entreprise extérieure prestataire désigne, conformément aux dispositions réglementaires, une PCR. De plus, dans les installations lors des opérations, la radioprotection des salariés prestataires est assurée, sous la responsabilité de l'entreprise prestataire qui en assure la ressource, par un technicien qualifié en radioprotection.

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 durant les années 2015-2017 : sur cette période, la dose collective au CEA est en moyenne de 0,2 h.Sv. Sur cette même période, aucun salarié du CEA n'a été exposé à une dose efficace supérieure à 5 mSv. La dose équivalente moyenne pour un travailleur CEA est de 0,11 mSv, et de 0,09 mSv pour un travailleur d'une entreprise extérieure (dosimétrie opérationnelle).

Le tableau 5 présente le bilan de la dosimétrie passive externe pour l'ensemble des salariés du CEA faisant l'objet d'une surveillance dosimétrique.

Tableau 5 : Bilan de la dosimétrie passive externe sur l'exercice 2016-2018

	2016	2017	2018
Nombre de salariés faisant l'objet d'une surveillance dosimétrique	6839	7027	7082
Dosimètres présentant une dose < au seuil de détection	89 %	91 %	92 %

Le programme de surveillance de l'environnement est établi et assuré, au niveau de chaque site, sous le contrôle de l'ASN.

Pour l'ensemble des réacteurs de recherche du CEA, les rejets gazeux et les rejets liquides restent faibles et inférieurs aux autorisations de rejets.

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

Pour assurer la surveillance de l'ILL et le suivi du personnel, l'unité de protection contre les rayonnements est constituée de 10 personnes. En dehors des heures normales, une permanence est assurée sur le site de l'ILL.

L'efficacité de l'ensemble du système de protection radiologique en place est démontrée par l'historique des doses sur le personnel de l'INB, les chercheurs et le personnel des entreprises extérieures : au cours des trois dernières années (2016, 2017 et 2018), aucun agent n'a reçu une dose annuelle supérieure à 2,1 mSv et la dosimétrie totale (personnel, chercheurs, prestataires) sur cette période est inférieure à 0,05 h.Sv, pour plus de 2000 personnes portant une dosimétrie, soit une dose individuelle moyenne en deçà de 0,025 mSv.

Pour les années 2016, 2017 et 2018, les rejets gazeux sont restés inférieurs à 18 % de l'autorisation en carbone 14, ont été de l'ordre de 6 à 12 % de l'autorisation de rejet en tritium et gaz rares, et de l'ordre du pour-cent pour les autres catégories de radioéléments.

Les rejets liquides sont inférieurs à 15 % de l'autorisation en tritium et carbone 14, et de l'ordre de 20 % de l'autorisation pour les autres catégories de radioéléments.

15.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN

15.4.1 Exposition des travailleurs

15.4.1.1 Le contrôle de l'ASN

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. L'ASN s'intéresse à l'ensemble des travailleurs évoluant sur les sites, tant le personnel 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 électronucléaires ;
 - à la suite d'incidents d'exposition aux rayonnements ionisants ;
 - dans les services centraux en charge de la doctrine en matière de radioprotection.
- 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 ;
 - les instructions en profondeur réalisées par l'IRSN à la demande de l'ASN et les avis formulés par le GPR.

15.4.1.2 Les centrales électronucléaires

L'ASN expose annuellement à EDF l'évaluation qu'elle réalise sur l'état de la radioprotection dans les sites. Ce bilan permet de confronter l'analyse de l'ASN à celle de l'exploitant et d'identifier des voies de progrès possibles.

Des réunions périodiques sont également réalisées afin de contrôler l'avancement des projets techniques ou organisationnels à l'étude ou en déploiement.

L'ASN considère que la prise en compte de la radioprotection au sein des centrales nucléaires est hétérogène, notamment en ce qui concerne la maîtrise de la propreté radiologique au sein des installations et les dispositions mises en œuvre pour prévenir le risque de contamination. Face à ces constats, l'ASN contrôle de manière renforcée la mise en œuvre des plans d'action demandés pour corriger ces situations sur les réacteurs concernés.

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.

Les centrales nucléaires du Bugey, de Cruas, de Saint-Alban et de Tricastin, situées dans de la vallée du Rhône ont ainsi fait l'objet d'une campagne d'inspections renforcées en septembre et octobre 2018.

La taille conséquente de l'équipe mobilisée (six à huit inspecteurs de l'ASN et deux à trois experts de l'IRSN) a permis le contrôle de l'organisation et du management de la radioprotection, de la prise en compte du retour d'expérience, de la maîtrise des chantiers, de l'application de la démarche d'optimisation, de la maîtrise de la propreté radiologique et de 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. Par ailleurs, un contrôle inopiné de nuit des dispositions mises en œuvre pour assurer la radioprotection des travailleurs au cours d'un arrêt de réacteur a été effectué.

Les inspecteurs ont constaté la prise en compte par les équipes des sites de certains points relevés les années précédentes par l'ASN et la mise en œuvre de bonnes pratiques, notamment pour améliorer les conditions de travail des intervenants. L'ASN considère que des améliorations doivent être apportées sur le processus d'optimisation de la dosimétrie des interventions, la caractérisation et l'analyse des écarts relatifs à la radioprotection et la prise en charge des agents contaminés.

L'ASN constate sur plusieurs centrales nucléaires un impact positif de l'affectation de « responsables de zones » et du poste de supervision de la radioprotection des intervenants au cours des arrêts de réacteur.

L'ASN constate que les doses collectives ont atteint un palier autour de 0,65 h.Sv par réacteur en fonction du volume d'activités de maintenance. Dans la perspective du projet de rénovation des gros composants des centrales nucléaires, l'ASN considère qu'EDF doit accentuer, lors des futures campagnes d'arrêts de réacteurs, ses efforts pour limiter l'augmentation attendue des doses collectives.

15.4.1.3 Les réacteurs de recherche

Les doses reçues par les travailleurs dans les réacteurs de recherche français en fonctionnement sont faibles, et se situent presque systématiquement en dessous de la valeur de 1 mSv/an. L'ASN tire un bilan satisfaisant de la radioprotection des travailleurs au sein des réacteurs de recherche. La radioprotection au sein des réacteurs de recherche peut toutefois être encore améliorée en préparant au mieux les opérations dosantes pour le personnel. Des axes d'améliorations ont par ailleurs été identifiés lors d'inspections concernant la signalisation sur le terrain de certains sauts de zones.

15.4.2 Exposition de la population et de l'environnement

La surveillance des rejets et de l'environnement des réacteurs nucléaires est de la responsabilité de l'exploitant. Les décisions individuelles encadrant les rejets prévoient les contrôles minimaux que l'exploitant doit mettre en œuvre qui concernent notamment les effluents et la surveillance dans l'environnement.

Les résultats des mesures réglementaires doivent être consignés dans des registres communiqués mensuellement à l'ASN qui en assure un contrôle. En ce qui concerne l'environnement, ils sont également transmis au Réseau national de mesure de la radioactivité de l'environnement (RNM) (cf. § annexe 4, § 4.3).

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, associations 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, a été publié le bilan 2015-2017⁹ 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 de ces données, l'exposition radiologique des populations a aussi été évaluée, avec notamment des doses aux populations dans l'environnement proche des centrales nucléaires de l'ordre de 1 microsievert par an (1 µSv/an), soit le millième de la limite réglementaire (1 000 µSv/an).

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.

Enfin, l'ASN réalise également des inspections inopinées avec l'appui de laboratoires indépendants au cours desquelles des prélèvements sont effectués sur des rejets ou dans l'environnement, à fins d'analyses contradictoires. Depuis 2000, l'ASN réalise de 10 à 20 inspections avec prélèvements par an.

15.4.2.1 Les centrales électronucléaires

L'ASN a mis à jour l'encadrement réglementaire des rejets et prélèvements de plusieurs centrales nucléaires sur la période 2016-2019. Sur l'ensemble de ces dossiers, 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. Chaque décision individuelle de l'ASN fixant les modalités de prélèvement et de rejet contient une centaine de prescriptions génériques applicables à l'ensemble des centrales nucléaires françaises. Ces prescriptions sont relatives aux modalités de prélèvements, de rejets gazeux, liquides et thermiques, et de surveillance de l'environnement.

La décision n° 2017-DC-0588 de l'ASN du 6 avril 2017, homologuée par l'arrêté du 14 juin 2017, permet de réunir ces prescriptions génériques dans un même texte, en améliorant la cohérence des prescriptions applicables aux centrales nucléaires françaises. Elle ne propose pas d'évolution majeure du contenu des prescriptions actuellement applicables. Le contenu de certaines prescriptions qui figurent actuellement dans les décisions individuelles peut toutefois avoir évolué, notamment afin de clarifier les attentes de l'ASN ou d'ajouter de nouvelles dispositions.

Cette décision, applicable depuis le 1er janvier 2018, constitue un socle réglementaire minimal que l'ASN élargira 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.

Les campagnes d'inspections « renforcées » menées par l'ASN constituent un format d'inspection particulier qui offre un champ de contrôle élargi. Elles permettent une évaluation globale sur une thématique à l'échelle d'un site et d'une zone géographique. Depuis 2015, l'ASN pratique ce type d'inspection une fois par an sur la thématique de la protection de l'environnement. Après les sites de la vallée de la Loire, ceux de la vallée du Rhône et les centrales de Chooz et de Cattenom, les centrales

⁹ https://www.irsn.fr/FR/expertise/rapports_expertise/Documents/environnement/IRSN-ENV_Bilan-Radiologique-France-2015-2017.pdf.

nucléaires du Blayais, de Golfech et de Civaux ont fait l'objet d'inspections renforcées en mars et en avril 2018.

Une équipe d'inspecteurs de l'ASN, accompagnés d'experts de l'IRSN, ont successivement examiné, selon un programme de contrôle similaire d'une journée et demie, l'organisation pour la protection de l'environnement de chacune de ces centrales nucléaires.

La taille conséquente de l'équipe mobilisée (jusqu'à seize inspecteurs de l'ASN et trois experts de l'IRSN par site) a permis le contrôle de la maîtrise des rejets, la gestion des déchets ainsi que les dispositions pour la prévention des pollutions.

Sur chacun des sites, la durée de l'inspection a facilité la tenue d'exercices d'ampleur importante et de mises en situation. Ainsi, chacun des sites a testé, à la demande de l'ASN, son organisation pour la prévention des pollutions dans le cadre d'un exercice simulant un déversement de substances dangereuses atteignant le réseau de collecte des eaux pluviales.

Si les inspecteurs ont pu constater la prise en compte par les équipes d'EDF de certains points relevés les années précédentes par l'ASN, il ressort cependant de ces inspections qu'une amélioration générale de la prise en compte de l'enjeu de protection de l'environnement est attendue. Par ailleurs, l'inefficacité de la stratégie de confinement des pollutions de la centrale nucléaire de Civaux, constatées lors de l'exercice de déversement, a conduit l'ASN à prescrire à EDF le renforcement de ses moyens pour la gestion du confinement des pollutions. L'exploitant a donc, à l'issue de la campagne d'inspection élaboré un plan d'action dont l'ASN continuera à suivre la mise en œuvre.

15.4.2.2 Les réacteurs de recherche

Les réacteurs encore en fonctionnement en France à mi-2019 sont situés sur trois sites : Saclay, Cadarache et Grenoble.

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 de réacteurs de recherche du CEA sont encadrés par des décisions de l'ASN couvrant le centre nucléaire sur lequel ils se trouvent. Les décisions concernées encadrant les rejets de ces réacteurs sont ainsi :

- pour le centre de Cadarache : la décision n° 2017-DC-0597 de l'ASN du 11 juillet 2017,
- pour le centre de Saclay : la décision n° 2009-DC-0156 de l'ASN du 15 septembre 2009.

Pour le RHF, les rejets sont encadrés par l'arrêté du 3 août 2007 autorisant l'Institut Max Von Laue-Paul Langevin (ILL) à poursuivre les prélèvements d'eau et les rejets d'effluents liquides et gazeux pour l'exploitation du site nucléaire de Grenoble (Isère).

16. 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 L'organisation générale pour les cas d'urgence

L'organisation des pouvoirs publics en cas d'incident ou d'accident nucléaire ou radiologique est définie par la circulaire n° 5567/SG 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 n° 2004-811 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 ORSEC et aux plans particuliers d'intervention (PPI), sont venus la préciser en 2005.

Le domaine des situations d'urgence radiologique est précisé dans la directive interministérielle du 7 avril 2005 sur l'action des pouvoirs publics en cas d'événement entraînant une situation d'urgence radiologique, qui décrit notamment les rôles respectifs des pouvoirs publics et de l'exploitant.

Le plan national de réponse « Accident nucléaire ou radiologique majeur » a été élaboré sous l'égide du Secrétariat général de la défense et de la sécurité nationale (SGDSN), service relevant du Premier ministre. Publié en février 2014, ce plan 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).

Ce plan national de réponse prend en compte l'évolution des techniques de modélisation et de mesure permettant de mieux anticiper les conséquences possibles d'un accident, de les limiter et de mesurer plus rapidement leurs conséquences. Il intègre également les éléments de doctrine post-accidentelle établis par le Comité directeur pour la gestion de la phase post-accidentelle d'un accident nucléaire ou d'une situation d'urgence (CODIRPA), la dimension internationale des crises et les possibilités d'aide mutuelle en cas d'événement.

Tableau 6 : Positionnement des différents acteurs en situation d'urgence radiologique

	DECISION	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 local	Niveau national et local	Niveau local	Niveau national et local

*CIC : Cellule interministérielle de crise
COD : Centre opérationnel départemental*

*PCO : Poste de commandement opérationnel
CTC : Centre technique de crise*

Le tableau 6 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-parole des centres de crise assurent la cohérence de l'information du public et des médias.

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.

Deux directives interministérielles des 30 mai 2005 et 30 novembre 2005 transposent ces textes dans le droit national et confient à l'ASN la mission d'autorité nationale compétente pour l'application de ces modalités. Il appartient ainsi à l'ASN de notifier les événements sans délai aux institutions internationales et aux États membres, de fournir rapidement les informations pertinentes, en particulier aux pays frontaliers pour leur permettre de prendre les mesures nécessaires de protection des populations et enfin de fournir aux ministres concernés une copie des notifications et des informations transmises ou reçues.

Les relations bilatérales

Le maintien et le renforcement des relations bilatérales entretenues avec les pays frontaliers et les autres pays européens sont l'une des priorités fortes de l'ASN.

L'ASN continue de développer des relations bilatérales dans le domaine de la gestion de crise avec ses homologues européennes, notamment avec l'Allemagne, la Suisse et le Luxembourg. En particulier, 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 gréement des cellules de crise ainsi que la prise de décision.

Réciproquement, des agents de l'ASN ont été invités à observer des exercices de réponse à une situation d'urgence nucléaire ou radiologique en Finlande et au Royaume-Uni en 2017 ainsi qu'au Japon et à Taiwan en 2018.

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. Ce groupe est également constitué pour partie par les membres nommés par l'association WENRA.

L'approche HERCA / WENRA

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.

16.1.1 L'organisation au niveau 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 (PUI, cf. § 16.1.3) ;
- 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 ;
- l'ASN, qui contrôle les actions de l'exploitant en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection. En situation d'urgence, elle s'appuie sur les évaluations de l'IRSN et assiste le préfet pour la gestion de la situation ;
- l'IRSN, qui mobilise les experts de sa cellule mobile, de taille variable et adaptée, afin d'assister les pouvoirs publics dans leur prise de décision. Ceci implique le déploiement de moyens sur le terrain mais aussi l'exploitation de 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, et 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 ;
- 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. À cet effet, le maire d'une commune comprise dans le champ d'application d'un PPI doit établir et mettre en œuvre un plan communal de sauvegarde pour prévoir, organiser et structurer les mesures d'accompagnement des décisions du préfet. Il est également un relais d'information et de sensibilisation auprès des populations lors des campagnes de distribution d'iode.

16.1.2 L'organisation au niveau national

En cas de crise majeure nécessitant la coordination de nombreux acteurs, une cellule interministérielle de crise (CIC) est activée. Les services des ministères concernés au titre de leur mission, ainsi que l'ASN, s'organisent pour conseiller le Gouvernement à travers la CIC 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.

Pour assurer son rôle de conseil, l'ASN s'appuie sur l'IRSN, qui réalise le diagnostic et le pronostic portant sur la sûreté de l'installation et les conséquences radiologiques sur l'environnement et la population, potentielles ou avérées. Sur la base de ces évaluations, l'ASN propose aux autorités des mesures d'ordre technique, sanitaire ou médical dans l'objectif d'assurer la protection des populations et de l'environnement, ainsi que des mesures visant à rétablir la sûreté des installations touchées. L'ASN et l'IRSN ont également 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.

Le Premier ministre, en charge de la gestion de toute crise majeure, active la CIC et la place sous l'autorité du ministre de l'intérieur pour coordonner l'action gouvernementale.

La CIC peut comprendre des représentants des ministères chargés de la santé (mission de protection sanitaire), de la sûreté nucléaire (mission de communication au plan national), des affaires étrangères (point d'alerte national avec mission de transmettre les informations vers les pays partenaires et les organisations internationales concernées), de la défense (à travers l'Autorité de sûreté nucléaire de défense), de la direction générale de la sécurité civile et de la gestion des crises (qui gère le centre opérationnel de gestion interministérielle des crises et dispose d'une mission d'appui à la gestion du risque nucléaire mise à la disposition du préfet), de l'ASN (pour la gestion des situations d'urgence radiologique), d'autres ministères et administrations ou établissements intéressés (tels que l'IRSN, Météo-France) ainsi que des responsables d'exploitants nucléaires nationaux concernés (par exemple le CEA, EDF, ou Orano).

16.1.3 Les plans d'urgence

16.1.3.1 Les plans d'urgence et les plans de secours relatifs aux INB

Le plan d'urgence interne (PUI), établi par l'exploitant, a pour objet de ramener l'installation à 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 du 13 juin 2017 complète les dispositions du titre VII de l'arrêté INB du 7 février 2012 en précisant 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. La majorité des dispositions de cette décision formalisent des pratiques existantes qui n'étaient pas intégrées à la réglementation. 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 n° 2005-1158 du 13 septembre 2005, « en vue de la protection des populations, des biens et de l'environnement, pour faire face aux risques particuliers liés à l'existence d'ouvrages et d'installations dont l'emprise est localisée et fixe. Le PPI met en œuvre les orientations de la politique de sécurité civile en matière de mobilisation de moyens, d'information et d'alerte, d'exercice et d'entraînement ». Ce décret précise également quelles sont les caractéristiques des installations ou ouvrages pour lesquels le préfet doit obligatoirement définir un PPI.

Les plans de secours tels que les PPI identifient en effet les actions de protection des populations qui permettent de limiter les conséquences d'un accident éventuel sur la santé et l'environnement. La mise en œuvre de ces actions est décidée par le préfet en fonction de la dose prévisionnelle que recevrait un enfant d'un an en plein air lors de l'accident.

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 millisieverts (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. Cette valeur a pour objet de permettre une mise en œuvre efficace de la stratégie de protection des populations retenue, dans le respect des principes de justification et 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. En effet, le ministère de l'Intérieur a publié le 3 octobre 2016 une instruction relative à la réponse à un accident nucléaire ou radiologique majeur « Évolution de la doctrine nationale pour l'élaboration ou la modification des PPI autour des centrales nucléaires exploitées par EDF ». En 2017, il a publié un guide à destination des préfetures afin de décliner cette instruction en mettant à jour les PPI des centrales nucléaires pour tenir compte des évolutions, notamment la préparation d'une évacuation «immédiate» dans un rayon de 5 km, l'intégration dès la phase d'urgence de mesures de restriction de consommation et l'élargissement du rayon PPI des centrales nucléaires à 20 km. Ces évolutions sont aussi en accord avec les principes de l'approche dite « HERCA-WENRA », qui vise à une meilleure coordination transfrontalière des actions de protection durant la première phase d'un accident nucléaire.

Les PPI comprennent 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 leur mise à l'abri et à l'écoute. Les mesures supplémentaires qui seraient à mettre en place au-delà de la zone faisant l'objet du PPI sont précisées, le cas échéant, dans le cadre d'une approche concertée qui peut reposer sur le dispositif Orsec, tenant compte des caractéristiques de l'accident et des conditions météorologiques. En 2018, la moitié des PPI des centrales nucléaires française a été revue en accord avec ces évolutions, l'objectif final de révision de tous les PPI des centrales françaises est fixé à mi 2019.

L'accident de la centrale de Fukushima Daiichi a montré qu'un accident grave peut avoir des conséquences sur un rayon de plusieurs dizaines de kilomètres autour d'une centrale nucléaire. Cela nécessite donc la préparation et, le cas échéant, la mise en œuvre d'actions au-delà du périmètre PPI dans le cadre de la planification Orsec. L'ASN considère qu'il est aujourd'hui indispensable de poursuivre l'effort d'harmonisation afin que des résultats concrets soient atteints pour assurer une cohérence européenne des actions de protection des populations après un accident. En effet, un tel accident survenant dans un pays européen pourrait affecter simultanément plusieurs pays, ce qui renforce la nécessité d'une coordination transfrontalière efficace.

L'ASN apporte également son appui à la Direction générale de la sécurité civile et de la gestion des crises (DGSCGC) du ministère de l'Intérieur en vue de compléter les PPI sur les volets relatifs à la gestion post-accidentelle.

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.

16.1.3.2 Le plan national de réponse « Accident nucléaire ou radiologique majeur

L'ASN a participé à l'élaboration du plan national de réponse « Accident nucléaire ou radiologique majeur » sous l'égide du Secrétariat général de la défense et de la sécurité nationale (SGDSN), service relevant du Premier ministre.

La déclinaison au niveau local de ce plan dans les départements français a été engagée depuis 2015, sous l'égide des préfets de zone de défense et de sécurité. Elle doit tenir compte de la diversité des situations territoriales et passera en premier lieu par la mise à jour des éléments de planification existants selon la méthode proposée par le guide édité par le ministère de l'intérieur fin 2014.

16.1.3.3 Le rôle de l'ASN dans l'élaboration et le suivi des plans d'urgence

L'instruction des plans d'urgence des installations ou activités nucléaires

L'ASN instruit les PUI, dans le cadre des procédures d'autorisation de mise en service des INB ou de détention et d'utilisation des sources scellées de haute activité (respectivement aux articles R. 1333-126 et R.1333-15 du code de la santé publique), ainsi que les plans de gestion des événements liés au transport de substances radioactives. L'ASN instruit aussi leur mise à jour.

La participation à l'élaboration des plans de secours

En application des décrets du 13 septembre 2005 relatifs au PPI et au plan Orsec, le préfet est responsable de l'élaboration et de l'approbation du PPI. L'ASN lui apporte son concours en analysant, avec l'aide de son appui technique l'IRSN, les éléments techniques que doivent fournir les exploitants et en particulier la nature et l'ampleur des conséquences d'un accident.

16.2 Les missions de l'ASN en situation d'urgence

En situation d'urgence, l'ASN a pour mission (cf. figure 6) :

- de contrôler les dispositions prises par l'exploitant et de s'assurer de leur pertinence ;
- de conseiller les autorités (Gouvernement et ses représentants au niveau local) quant aux actions de protection de la population ;
- de participer à la diffusion de l'information de la population et des médias ;
- d'assurer la fonction d'autorité compétente dans le cadre des conventions internationales sur la notification rapide et sur l'assistance.

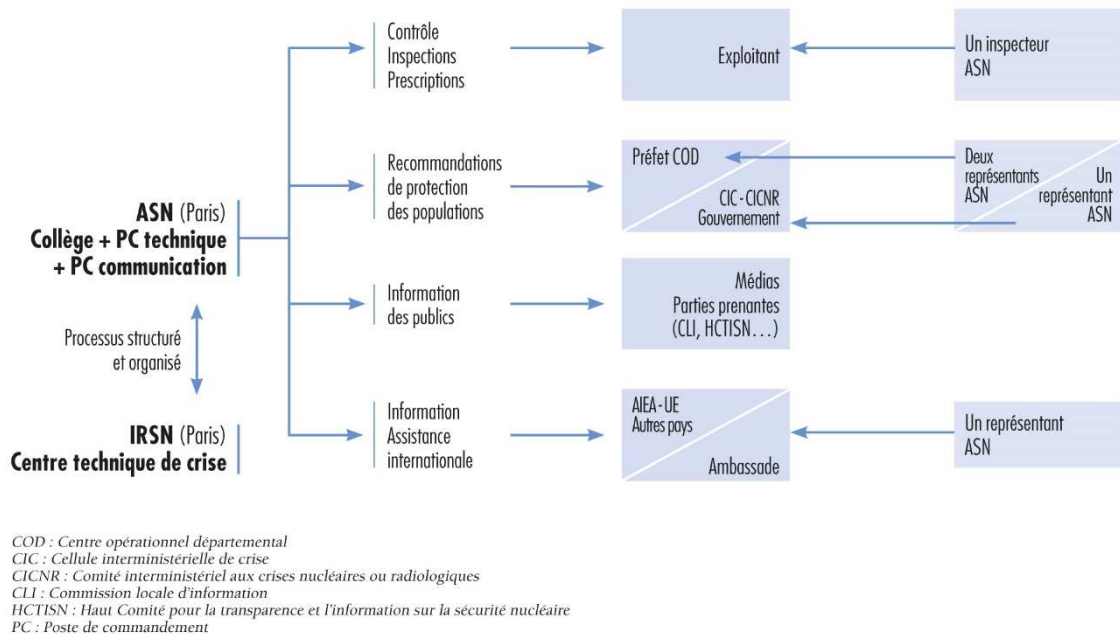


Figure 6 : Rôle de l'ASN en situation de crise nucléaire

16.2.1 Le contrôle des dispositions prises par l'exploitant

De même qu'en situation normale, l'ASN exerce en situation accidentelle sa mission d'autorité de contrôle. Dans ce contexte particulier, l'ASN s'assure que l'exploitant exerce pleinement ses responsabilités pour maîtriser l'accident, en limiter les conséquences et informer rapidement et régulièrement les pouvoirs publics. Elle s'appuie sur les évaluations de l'IRSN et peut à tout moment prescrire à l'exploitant des évaluations ou des actions rendues nécessaires, sans se substituer à celui-ci dans la conduite technique.

16.2.2 Le conseil au Gouvernement et au préfet

La décision du préfet sur les mesures à prendre pour assurer la protection de la population en situations d'urgence radiologique et post-accidentelles dépend des conséquences effectives ou prévisibles de l'accident autour du site. 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.

16.2.3 La diffusion de l'information

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.

16.2.4 La fonction d'autorité compétente au titre des conventions internationales

Le code de l'environnement prévoit que l'ASN assure la mission d'autorité compétente au titre des conventions internationales sur la notification rapide et sur l'assistance. 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.

16.2.5 L'organisation de l'ASN

16.2.5.1 Mise en place de l'astreinte à l'ASN

En janvier 2018, l'ASN a mis en place son dispositif d'astreinte 24h/24 et 7J/7. Ce dispositif 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.

Il constitue le premier niveau de l'organisation de crise de l'ASN, qui prévoit également l'alerte générale et la mobilisation des agents pour créer les différents pôles du centre d'urgence et effectuer plusieurs missions au niveau local (appui au préfet, liaison sur site, etc.).

L'équipe d'astreinte de l'ASN est constituée de 15 équipiers répartis entre les services centraux et les divisions qui assurent cette mission pendant sept jours consécutifs.

Le dispositif déployé donne satisfaction, les axes d'amélioration identifiés portent notamment sur la formation des agents, les fiches « réflexe » et le fonctionnement du matériel dédié.

16.2.5.2 S'organiser pour les accidents pouvant survenir

Le système d'alerte de l'ASN permet la mobilisation rapide de ses agents pour assurer le gréement de son centre d'urgence, ainsi que des experts de l'IRSN. Ce système automatique envoie un signal d'alerte aux agents équipés d'un moyen de réception, dès son déclenchement à distance par l'exploitant de l'INB à l'origine de l'alerte. Il diffuse également l'alerte à des agents de la DGSCGC, du Centre opérationnel de gestion interministérielle des crises (COGIC), de Météo-France et du Centre ministériel de veille opérationnel et d'alerte du Ministère de la transition écologique et solidaire.

Depuis début 2019, l'ASN a monté une nouvelle organisation de crise dont la principale caractéristique est d'être conçue pour être modulable. Lorsqu'une situation se présente, à la suite de l'évaluation qui en est faite par l'équipe d'astreinte, plusieurs niveaux de réponse organisationnelle peuvent être mis en place, allant de la gestion par un seul agent de l'équipe d'astreinte jusqu'à l'activation complète de l'organisation de crise de l'ASN.

Le choix du niveau de réponse relève du chef de l'équipe d'astreinte en lien, si nécessaire, avec la direction générale.

L'organisation est évolutive dans le temps, elle peut conduire à mobiliser les agents de façon ponctuelle, discontinue, à intervalles réguliers ou au contraire continue et permanente et donc faire l'objet de relèves.

L'organisation mise en place par l'ASN en réponse à une situation d'alerte ou de crise est constituée aux différents niveaux de l'ASN (division, centre d'urgence et directions, direction générale et collège) telle que ci-après.

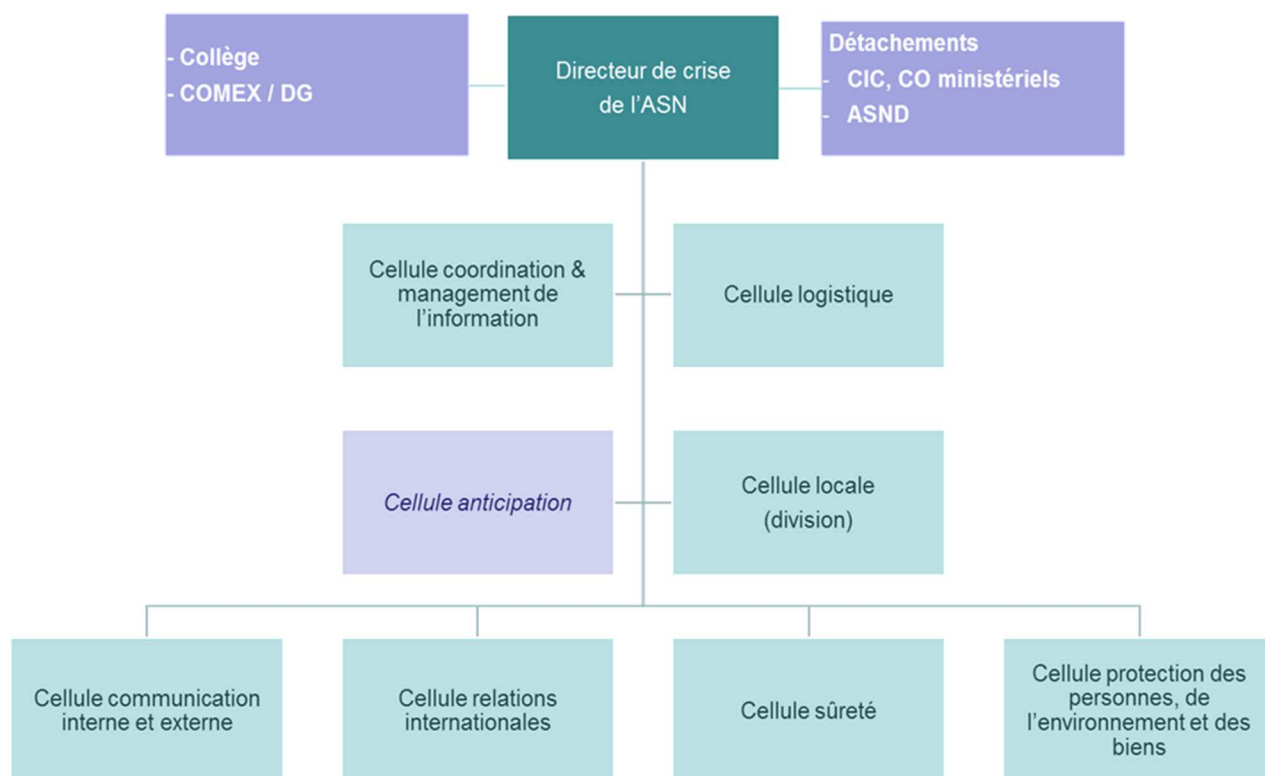


Figure 7 : Schéma de l'organisation de crise de l'ASN

La majorité des cellules sont localisées au centre de crise de l'ASN ; des agents sont détachés dans d'autres centres de crise et la cellule locale est animée par des agents en division territoriale concernée.

Le centre d'urgence est le lieu de coordination et de gestion privilégié des situations d'alerte et de crise. Il offre un lieu et des moyens dédiés pour la coordination des différentes missions et thématiques nécessaires à prendre en compte.

Dans son fonctionnement nominal, un directeur de crise pilote la gestion de crise et le cycle de travail des différentes cellules fonctionnelles :

- la cellule « coordination et management de l'information » a pour mission d'apporter un appui au directeur de crise concernant la gestion de l'information et la coordination des équipes de crise de l'ASN ;
- la cellule « logistique » a pour mission de maintenir le centre d'urgence dans un état fonctionnel ;
- la cellule « sûreté » a pour mission de comprendre l'événement, d'anticiper son évolution et de s'assurer du bien-fondé des actions qui sont mises en œuvre par l'exploitant ;
- la cellule « protection des personnes, de l'environnement et des biens » a pour mission de réaliser un état des lieux (radiologique, géographique, démographique, etc. et propose une stratégie de protection ;
- la cellule « communication interne et externe » a pour mission d'établir une stratégie de communication de l'ASN vers ses parties prenantes ;

- la cellule « relations internationales » a pour mission de réaliser les missions de notification et d'assistance et d'être l'interlocuteur privilégié pour l'information des parties prenantes internationales ;
- la cellule « anticipation » a pour mission d'identifier les différents scénarios possibles, les évaluations à réaliser et les éléments à surveiller pour comprendre au plus vite l'orientation que prennent les événements ;
- la cellule « locale » a une mission d'appui auprès du préfet directeur des opérations et de représentation de l'ASN auprès de l'exploitant.

Ce centre d'urgence est régulièrement testé lors des exercices nationaux de crise et est activé en situation réelle, à l'occasion d'incidents ou d'accidents. Le centre d'urgence est raccordé, en plus du réseau téléphonique public, à plusieurs réseaux indépendants d'accessibilité restreinte qui permettent de disposer de lignes directes ou dédiées sécurisées avec les principaux sites nucléaires. Le PCT de l'ASN dispose d'un système de visioconférence utilisé de façon privilégiée avec le CTC de l'IRSN.

Par ailleurs, il met en œuvre des 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) et les échanges d'informations avec la Commission européenne et les États membres (WebECURIE, USIE).

Le retour d'expérience de l'accident survenu à la centrale de Fukushima Daiichi amène par ailleurs l'ASN à envisager d'envoyer, si nécessaire, un de ses représentants auprès de l'ambassade en France d'un pays dans lequel surviendrait un accident nucléaire. L'RSN peut être également sollicité.

16.2.5.3 Gréement du centre de crise de l'ASN en situations réelles

En 2017, le centre d'urgence national a été gréé à 4 reprises, pour des situations réelles. Celles-ci concernent deux intrusions de Greenpeace sur les centrales nucléaires de Cattenom et de Cruas-Meyssse, et deux déclenchements de PUI à la centrale nucléaire de Bugey. Le premier, relatif à un incendie sur la toiture d'un local en zone contrôlée lors d'un chantier, n'a pas eu de conséquence en termes de sûreté des installations ou d'impact sur l'environnement, le feu ayant été rapidement éteint et a été classé au niveau 0 de l'échelle INES. Le second événement concerne le blocage d'une vanne du réacteur numéro 2, ayant entraîné un arrêt manuel du réacteur. L'exploitant a mis en œuvre ses procédures de conduite incidentelle, qui ont permis le retour à un état maîtrisé en quelques heures. Cet événement, classé au niveau 1 de l'échelle INES, n'a pas eu d'impact sur l'environnement. À la suite de chacun de ces événements, l'ASN a procédé à des inspections qui ont confirmé la mise en œuvre des mesures nécessaires par l'exploitant. Un retour d'expérience de ces événements a été tiré.

En 2018, le centre d'urgence national a été gréé à 11 reprises, pour deux situations réelles et neuf exercices nationaux, dont un concernant une installation nucléaire de la défense nationale en lien avec l'ASND. Un événement concernait un incendie qui s'est déclaré dans l'usine Onet Technologies Nuclear Decommissioning – OTND de Pierrelatte où sont entreposés et traités des déchets faiblement radioactifs. L'ASN a gréé son centre d'urgence pour apporter son support à la Direction régionale de l'environnement, de l'aménagement et du logement (DREAL) et à la préfecture. L'incendie a été rapidement éteint, les fumées sont restées confinées, l'installation possédant des filtres à très haute efficacité. Les mesures réalisées les jours suivants ont confirmé qu'aucun rejet n'avait eu lieu à l'extérieur de l'installation. Le deuxième événement concernait un incendie sur un transformateur du réacteur 2 de la centrale de Nogent-sur-Seine, en arrêt pour maintenance, coeur déchargé, a entraîné la perte des alimentations électriques externes. L'unique groupe électrogène disponible a alors assuré l'alimentation électrique des

installations, en particulier le refroidissement de la piscine. L'incident a pris fin quelques heures plus tard avec le rétablissement d'une alimentation électrique externe.

16.3 Le rôle et l'organisation des exploitants de réacteurs

16.3.1 Le rôle et l'organisation d'EDF

16.3.1.1 L'organisation

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 s'inscrit dans le cadre réglementaire du titre VII de l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux INB.

Elle est basée 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 19 sites 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 – ELC et PCC – 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.

Le maintien des compétences des personnes intervenant et des organisations mobilisées s'obtient par la formation des différents intervenants et la réalisation d'exercices périodiques. Le programme d'exercices réalisés sur le parc EDF chaque année prévoit 5 exercices au moins pour chaque site, une dizaine d'exercices impliquant le niveau national, dont quatre en coopération avec les pouvoirs publics, l'ASN et l'IRSN.

Deux évolutions majeures sont en cours de déploiement pour renforcer la robustesse de l'organisation de crise :

- la construction de centres de crise locaux (CCL) sur chacun des sites, en remplacement des locaux de gestion de crise actuels est prévue d'ici à 2024. Le CCL de Flamanville est en cours d'achèvement. Ces CCL assurent une protection des équipes de crise aux agressions externes et à une éventuelle présence de radioactivité sur site.
- la mise en place d'un effectif minimum des équipes de conduite qui, associé à la mise en place de matériels résistants aux agressions majeures, permet de faire face, sans renforts extérieurs, aux conséquences d'une agression extérieure isolant le site avec un délai pouvant aller, à terme, jusqu'à 24 heures. Des sessions de préparation à la gestion des situations stressantes sont en cours de déploiement pour les responsables d'équipes.

16.3.1.2 Mise en place de la Force d'action rapide nucléaire (FARN)

La FARN est un dispositif national d'EDF, intégré à l'organisation de crise d'EDF capable d'apporter rapidement une aide matérielle et humaine à un site en difficulté, après décision du Directeur de crise national (PCD-N). La FARN est depuis le 1^{er} 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, conformément aux prescriptions de l'ASN, 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.

16.3.2 Le rôle et l'organisation du CEA

Dans le cas d'une crise survenant sur une installation exploitée par le CEA, une organisation de crise complétant les dispositifs des pouvoirs publics (cf. § 16.1) est mise en place. Le CEA s'y intègre au niveau local et 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 et avec 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 central (CCC -centre de coordination de crise).

- 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 CCC 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-C), une cellule de communication et une cellule de presse.

Les cellules de communication et de presse, en accord avec le PCD-L ou le CCC, 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.

16.3.3 Le rôle et l'organisation de l'Institut Laue-Langevin (ILL)

Dans le cas d'une crise survenant dans l'installation exploitée par l'ILL, une organisation de crise complétant les dispositifs des pouvoirs publics est mise en place (cf. § 16.1).

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 et avec 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 au niveau des aléas sismique, inondation et chimique pris en compte pour le « noyau dur ».

16.4 Les exercices de crise

16.4.1 Les exercices nationaux de crise nucléaire

Annuellement, l'ASN, en liaison avec le 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, et :

- 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 de sauvegarde.

Certains objectifs des exercices de crise sont mentionnés dans l'instruction interministérielle relative aux exercices:

- tester la déclinaison territoriale du plan national de réponse à un accident nucléaire ou radiologique majeur, notamment dans tous les départements qui n'abritent pas d'installation nucléaire (exercices « transport » d'une demi-journée) ;
- préparer les préfetures à la mise en œuvre des actions de protection des populations ou des actions post-accidentelles en prolongeant les exercices à cinétique lente par une phase orientée sécurité civile ;
- tester la capacité des entités impliquées à fournir des éléments au niveau interministériel en lien avec le plan national de réponse à un accident nucléaire ou radiologique majeur, à l'occasion de l'exercice majeur SECNUC ;
- impliquer les préfetures de zone de défense et de sécurité dans certains exercices.

L'ASN s'investit également dans la préparation et la réalisation d'autres exercices de crise ayant un volet sûreté nucléaire et 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.).

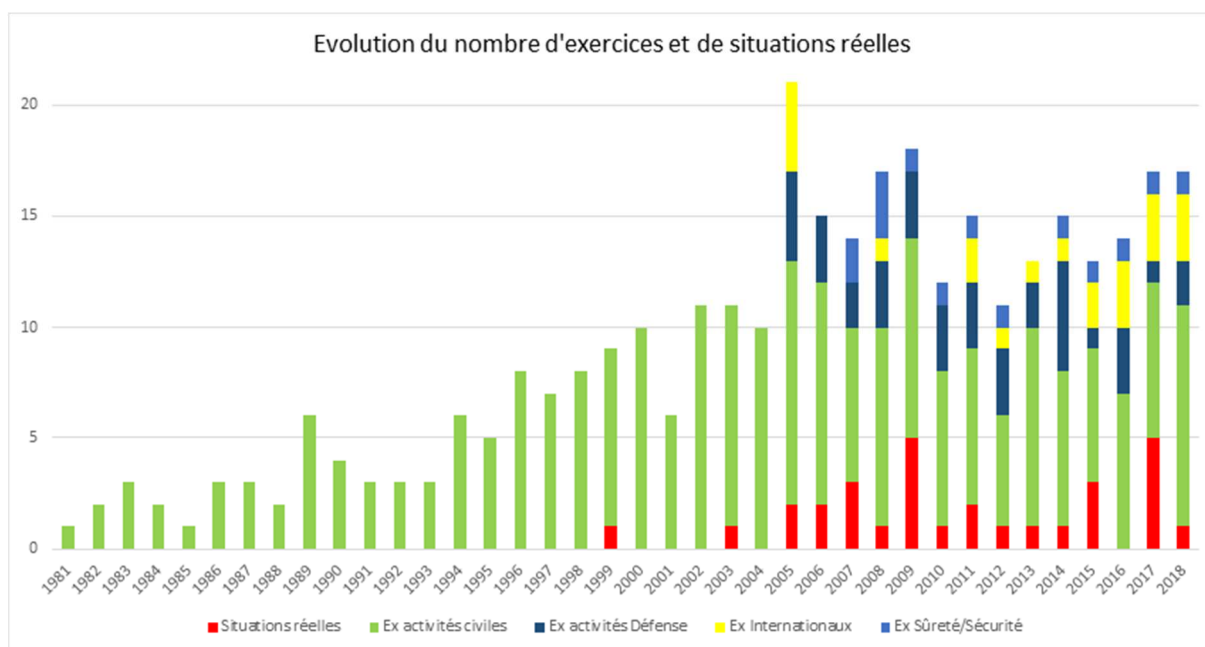


Figure 8 : Nombre d'exercices et de situations d'urgence

Des réunions d'évaluation sont organisées immédiatement après chaque exercice dans chaque centre de crise et 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, ainsi que les situations réelles survenues, ont aussi montré l'importance de la communication en situation d'urgence, en particulier pour informer suffisamment tôt le public et les autorités étrangères et éviter la propagation de rumeurs qui pourraient entraîner un phénomène de panique dans la population, en France comme à l'étranger.

16.4.2 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 2019, 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. À ce titre, l'ASN s'est orienté plus particulièrement sur les échanges avec les homologues allemands de l'ASN (BMU) ;
- 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 et en 2018 sur la centrale de Fessenheim ;
- participé en 2017 et 2018 à l'observation d'exercices organisés par des pays étrangers (Royaume-Uni, Finlande, Japon, Taiwan) ;
- participé aux exercices ConvEx organisé sous l'égide de l'AIEA et ECUREX, sous l'égide de la Commission européenne.

L'ASN est membre du *National Competent Authorities Co-ordination Group* (NCACG) de l'AIEA et a participé notamment aux travaux visant à mettre en œuvre un plan d'action des autorités compétentes en vue d'améliorer l'échange international d'informations en cas de situation d'urgence radiologique. Par ailleurs, l'ASN participe activement aux exercices dits « ConvEx » organisés par l'AIEA au titre de l'application de deux conventions internationales, l'une pour la notification et l'autre pour l'assistance, en cas de situation d'urgence radiologique ou nucléaire.

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 les moyens français 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.

16.5 Préparer les actions de protection du public

Les actions de protection des populations qui peuvent être mises en œuvre durant la phase d'urgence ainsi que les premières actions menées au titre de la phase post-accidentelle visent à protéger les populations de l'exposition aux rayonnements ionisants et aux substances chimiques et toxiques éventuellement présentes dans les rejets. Ces actions font partie des PPI.

16.5.1 Les actions de protection générale

En cas d'accident grave susceptible d'occasionner des rejets, à titre préventif, plusieurs actions peuvent être envisagées par le préfet pour protéger la population :

- 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.

Ces actions s'inscrivent dans la mise en œuvre d'une stratégie de protection des populations dont l'efficacité doit l'objet d'une évaluation et éventuellement d'une réorientation au vu des principes de justification et d'optimisation.

16.5.2 Les campagnes de pré-distribution de comprimés d'iode

L'ingestion de comprimés d'iode stable permet de saturer la glande thyroïde et de la protéger des effets cancérogènes des iodures radioactifs.

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. L'exploitant est le responsable de la sûreté de ses installations. 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.

En 2016 s'est déroulée une nouvelle campagne nationale de distribution de comprimés d'iode (ceux existants arrivant à péremption), supervisée par l'ASN, qui concernait les populations situées dans la zone couverte par les PPI autour des centrales nucléaires exploitées par EDF et d'autres installations nucléaires susceptibles de rejeter de l'iode radioactif en cas d'accident grave (site de Saclay, site de Cadarache et ILL de Grenoble par exemple). L'objectif de cette distribution était de conduire à un taux de couverture global de la population le plus élevé possible, mais également de sensibiliser les populations et les responsables locaux (maires) sur le risque encouru et sur les consignes à suivre le cas échéant, par le biais de supports de communication spécifiques et de réunions locales d'information initiées au second semestre 2015. En raison de l'extension du rayon des zones PPI de 10 km à 20 km depuis fin 2016, une campagne de pré-distribution de comprimés d'iode stable à la population concernée par cette extension est programmée pour mi-2019.

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'Établissement de préparation et

de réponse aux urgences sanitaires (EPRUS). 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 une circulaire en date 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.

16.5.3 La prise en charge des personnes contaminées

Dans le cas d'une situation d'urgence radiologique, un nombre important de personnes pourrait être contaminé par des radionucléides. Cette contamination pourrait poser des difficultés de prise en charge spécifique par les équipes de secours.

La circulaire n° 800/SGDN/PSE/PPS 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 » publié en 2008, dont la rédaction a été coordonnée par l'ASN, vient accompagner la circulaire DHOS/HFD/DGSNR n° 2002/277 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. Sous l'égide du SGDSN, un groupe de travail rassemblant les rédacteurs de ce guide a été constitué fin 2015 pour entamer sa révision afin de prendre en compte certaines évolutions des pratiques depuis 2008.

16.6 Appréhender les conséquences à long terme

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.

Les conditions de remboursement des dommages consécutifs à un accident nucléaire sont actuellement prévues par la loi n° 68-943 du 30 octobre 1968 modifiée relative à la responsabilité civile dans le domaine de l'énergie nucléaire. La France a par ailleurs 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. Ces protocoles et les mesures nécessaires à leur application sont d'ores et déjà codifiés dans le code de l'environnement (section I du chapitre VII du titre IX du Livre V). La « loi TECV » a fixé l'entrée en vigueur en février 2016 de ces dispositions et des nouveaux seuils de responsabilité fixés par les deux protocoles, sans attendre leur ratification par tous les États signataires.

En application de la directive interministérielle du 7 avril 2005, l'ASN a été chargée, en relation avec les départements ministériels concernés, d'établir le cadre, de définir, de préparer et de participer à la mise en œuvre des dispositions nécessaires pour répondre aux situations post-accidentelles consécutives à

un accident nucléaire. A ce titre, elle a créé en juin 2005 le Comité directeur pour la gestion de la phase post-accidentelle d'un accident nucléaire ou d'une situation d'urgence radiologique (CODIRPA). La gestion post-accidentelle d'un accident nucléaire est un sujet complexe, impliquant de nombreuses dimensions et associant de nombreux acteurs. Les éléments techniques alimentant les réflexions du CODIRPA sont élaborés par l'IRSN en concertation avec l'ASN.

Les éléments de doctrine élaborés par le CODIRPA, couvrant les périodes de sortie de la phase d'urgence, de transition et de long terme, ont été transmis par l'ASN au Premier ministre en novembre 2012. Ces éléments sont publiés sur www.asn.fr et largement diffusés aux niveaux local, national et international.

En cas de rejet de substances radioactives dans l'environnement, des actions destinées à préparer la gestion de la phase post-accidentelle sont décidées. Elles reposent sur la définition d'un zonage du territoire qui sera mis en place dès la fin des rejets en sortie de la phase d'urgence, et qui comprend :

- une zone de protection de la population (ZPP) à l'intérieur de laquelle des actions sont nécessaires pour réduire, à un niveau aussi bas que raisonnablement possible, l'exposition des populations due à la radioactivité ambiante et à l'ingestion de denrées contaminées (par exemple, l'interdiction de consommation des produits du jardin, la limitation de la fréquentation des zones boisées, l'aération et le nettoyage des habitations...);
- une zone de surveillance renforcée des territoires (ZST), plus étendue et davantage destinée à permettre la gestion économique des territoires, au sein de laquelle une surveillance spécifique des denrées alimentaires et des produits agricoles sera mise en place ;
- le cas échéant, à l'intérieur de la ZPP, un périmètre, dit d'éloignement, défini en fonction de la radioactivité ambiante (exposition externe) ; les résidents doivent en être éloignés pour une durée plus ou moins longue en fonction du niveau d'exposition dans leur milieu de vie.

En fin 2014, les nouvelles missions du CODIRPA, formalisées dans un courrier du Premier ministre du 29 octobre 2014 confiant à l'ASN un nouveau mandat pour une période de 5 ans, se sont centrées sur la veille, l'accompagnement et l'analyse des différents processus de préparation au post-accident, avec l'objectif de proposer périodiquement des mises à jour de la doctrine.

Trois groupes de travail ont été mis en place en 2014, l'un portant sur la doctrine relative à un rejet de longue durée, l'autre sur l'implication des acteurs des territoires dans la préparation à la gestion post-accidentelle et le troisième sur l'implication des professionnels de santé. Le groupe de travail relatif à un rejet de longue durée a rendu son rapport en 2015.

En lien avec le retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, un nouveau groupe de travail a été constitué en 2015 sur la gestion des déchets en situation post-accidentelle, qui associe des membres du CODIRPA et du PNGMDR. Des sujets pour lesquels un approfondissement des éléments de doctrine devait être envisagé ont été alors identifiés. Ils portaient notamment sur la gestion des produits manufacturés, la gestion de l'eau et des milieux marins, ou encore la mesure radiologique en situation post-accidentelle.

Des travaux sont menés pour définir une nouvelle doctrine tenant compte de l'ampleur de l'accident et du résultat des mesurages. Cette doctrine recommanderait la mise en œuvre d'un zonage post-accidentel progressif, ajusté par des résultats de mesures et la suppression d'un zonage « a priori » de protection des populations (ZPP).

F – Sûreté des installations

17. 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 Demandes de l'ASN

17.1.1 Evaluation des facteurs pertinents liés au site

Le § 7.2 précise les différentes procédures d'autorisation en vigueur pour la création et la mise en service, la modification, la mise à l'arrêt et le démantèlement d'une INB.

Bien avant de demander une autorisation de création d'une INB, l'exploitant informe l'administration du ou des sites sur lesquels il envisage de construire cette installation. L'ASN, avec le support de l'IRSN, analyse les caractéristiques des sites liées à la sûreté : sismicité, hydrogéologie, environnement industriel, sources d'eau froide, etc. La caractérisation des aléas liés au site, ainsi que le dimensionnement des installations, pour faire face à ces aléas font l'objet de règles fondamentales de sûreté (cf. annexe 2 § 2.3).

Les options de sûreté, qui incluent notamment les accidents et agressions pris en compte à la conception et les méthodes de traitement de ces situations, doivent ensuite être présentées dans la version préliminaire du rapport de sûreté.

Les tests de résistance qui ont été réalisées à la suite de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, ont concerné l'ensemble des installations nucléaires françaises (cf. § 14.2.1.6). Ces tests ont notamment permis de compléter les évaluations initiales par une caractérisation des phénomènes naturels extrêmes et de leurs effets sur la sûreté des installations.

17.1.2 Évaluation de l'incidence d'une INB sur la population et l'environnement

Comme indiqué dans le § 7.2.2, la demande d'autorisation de création d'une INB est accompagnée d'un dossier composé de plusieurs pièces, parmi lesquelles figurent l'étude d'impact et l'étude de maîtrise des risques.

17.1.3 Réévaluation des facteurs pertinents

Les agressions externes sont réévaluées dans le cadre des réexamens périodiques réalisés tous les 10 ans en tenant compte de l'évolution des connaissances.

De plus, les agressions externes au-delà du dimensionnement initial, notamment le séisme et l'inondation, ont fait l'objet d'un réexamen ciblé dans le cadre des tests de résistance (cf. § 14.2.1.6).

17.1.4 Consultation des pays voisins

En application de la réglementation, l'autorisation de création d'une INB ne peut être accordée qu'après consultation de la Commission européenne, dont notamment les pays voisins (cf. § 7.2.5).

Pour ce qui concerne les tests de résistance et la campagne d'inspections ciblées associées, l'ASN a associé la société civile. Des experts étrangers ont participé à la revue des tests de résistance européens, aux inspections, ainsi qu'aux réunions des GPE.

17.1.5 Consultation du 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 § 7.2.3, les autorisations de création puis le décret de démantèlement d'une INB sont accordées après enquête publique.

En application de l'article L. 123-19-1 et suivants du code de l'environnement, l'ASN recueille les observations du public sur ses projets de décision réglementaires.

Pour ce qui concerne les tests de résistance et la campagne d'inspections ciblées, l'ASN a associé les CLI (cf. § 8.3.5) aux inspections et des membres du HCTISN (cf. § 8.3.2) aux réunions des GPE.

17.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

Les rapports de sûreté (RDS) comportent un chapitre dédié « site et environnement », qui traite les thèmes relatifs aux caractéristiques des sites liées à la sûreté.

Ces thèmes permettent d'identifier les facteurs pertinents liés au site, susceptibles d'avoir une influence sur la sûreté de l'installation, ainsi que d'évaluer l'impact de l'installation sur la sûreté, les individus, la société et l'environnement.

Ces thèmes prennent en compte les exigences des Règles Fondamentales de Sûreté (RFS) concernées (cf. annexe 2, § 2.3.1) : géologie du site (RFS 1.3.c), conditions sismiques (RFS 1.2.c5 et RFS 2001-01), risques climatiques et les risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication (RFS 1.2.d). Ils prennent également en compte les exigences du guide relatif à la prise en compte du risque d'inondation externe pour les installations nucléaires publié par l'ASN en 2013 (cf. § 17.4.1.1.2).

Ces thèmes sont réévalués à chaque réexamen périodique et les chapitres du RDS sont mis à jour en conséquence.

Dans le cadre des tests de résistance, la robustesse des installations au-delà des aléas définis dans le RDS a été évaluée, en particulier pour le séisme, l'inondation externe et les agressions climatiques. Le risque lié à l'environnement industriel a été également réexaminé.

17.2.1 Événements externes - Séisme

Un séisme de dimensionnement (SDD), enveloppe des sites du palier, a été pris en compte pour le dimensionnement standardisé de l'îlot nucléaire. Par ailleurs, les autres bâtiments et installations nécessaires au fonctionnement de la centrale, dont la source froide et le canal d'aménée, ont fait l'objet d'un dimensionnement spécifique à chaque site.

L'approche déterministe utilisée pour définir les sollicitations sismiques à prendre en compte dans les réexamens d'une installation ou dans la conception des nouvelles installations comporte la détermination du séisme maximum historique vraisemblable (SMHV) et du séisme majoré de sécurité (SMS) par l'ajout d'un degré supplémentaire d'intensité. Il est vérifié que la centrale peut être ramenée et maintenue dans des conditions d'arrêt sûr après un séisme correspondant à un niveau d'agression au moins équivalent à celui du séisme majoré de sécurité (SMS), conformément à la règle fondamentale de sûreté RFS 2001-01.

Méthodologie utilisée pour évaluer le séisme majoré de sécurité lors des réexamens périodiques

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.

Des renforcements peuvent être décidés, non seulement sur la base d'une réévaluation de l'aléa sismique, mais aussi sur la base de l'évolution du génie parasismique (méthodes et moyens de calcul).

Identification des systèmes, structures et composants dont la disponibilité est requise après un séisme

En fonction du rôle des matériels pour la sûreté, ces derniers sont répartis dans des classes de sûreté qui comportent des exigences de classement sismique définies par la réglementation ou des règles fondamentales de sûreté. Le classement sismique requiert une justification de l'aptitude du matériel à assurer ses fonctions pendant et après le séisme, qui est apportée par le calcul, par essai sur table vibrante, ou, au cas par cas, par analyse.

Dans ses rapports sur les tests de résistance, EDF rappelle qu'elle a fixé des exigences de classement sismique pour les matériels importants pour la protection (« EIP classé sismique ») ainsi que pour les mesures de surveillance post-accidentelle (SPA).

Évaluation des marges de sûreté dans le cadre des tests de résistance

EDF a effectué une revue des marges concernant la tenue à des éléments importants pour la protection lors d'agressions extrêmes (notamment séisme et inondation).

Par ailleurs, 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.

EDF a défini un Noyau Dur pour ses installations, constitué de SSCs (Systèmes, Structures et Composants) nouveaux et existants, qui doivent résister à des aléas majorés (au-delà du dimensionnement standard de la centrale) en situation de perte totale de la source froide et de perte totale des alimentations électriques. EDF a défini des niveaux d'aléas sismiques extrêmes (séisme noyau dur) pour l'ensemble des sites en exploitation. Ces niveaux d'aléas ont fait l'objet d'une instruction présentée au Groupe Permanent en 2016, L'ASN a transmis des demandes de complément à EDF en 2016 et 2018. Ces demandes sont en cours de prise en compte par EDF.

Les structures et équipements nouveaux sont en cours de déploiement, les structures ou équipements existants appartenant au Noyau Dur sont en cours de renforcement, de manière à renforcer notablement à terme la robustesse des centrales nucléaires.

Principales dispositions d'exploitation

Afin d'être en mesure, après un séisme, de prendre rapidement les dispositions adéquates pour ramener et maintenir les réacteurs de la centrale dans l'état de repli le plus sûr, ou pour en poursuivre l'exploitation, la RFS I.3.b préconise la mise en place d'une instrumentation sismique pour les réacteurs à eau sous pression. La conduite à tenir est alors fonction du niveau de séisme par rapport à un seuil d'inspection (SDI) :

- si le seuil SDI est dépassé, les réacteurs doivent rejoindre l'état de repli défini. La reprise de l'exploitation ne peut être engagée qu'après accord de l'ASN ;
- sinon l'exploitation peut se poursuivre avec en parallèle, une inspection visuelle des structures et matériels.

Le bilan des examens de conformité des 19 sites de centrales nucléaires ne montre pas de constat susceptible de remettre en cause les exigences de la RFS I.3b.

Démarche "Séisme événement"

La démarche « séisme événement », qui a pour objectif de prévenir l'agression d'un matériel nécessaire en cas de séisme par un matériel ou une structure non classée au séisme, a été engagée dès les années 90 pour les paliers CP0, CPY, P4 et P'4 et intégrée à la conception du palier N4. Elle est mise en œuvre par une analyse spécifique lors de la conception de chaque modification.

En réponse à la prescription de l'ASN relative aux dispositions à prendre pour prévenir l'agression, par d'autres équipements, de matériels dont la disponibilité est requise au titre de la sûreté à la suite d'un séisme, EDF a décidé de renforcer son organisation vis-à-vis de la maîtrise des risques d'agressions en exploitation. Ainsi, le guide EDF traitant du « séisme-événement » sur les centrales nucléaires est d'application. Il définit les dispositions organisationnelles à mettre en place sur les sites et précise les rôles, les responsabilités des acteurs et les dispositions de prévention à mettre en œuvre.

La formation des référents « séisme-événement » fait partie de la démarche. De même, des formations dédiées aux correspondants métiers et une sensibilisation de l'ensemble des personnels sont intégrées aux cursus de formation de la DPN.

Les listes des couples « agresseurs cibles » sont mises à jour régulièrement.

Perte des alimentations électriques externes

Le rapport de sûreté étudie dans les accidents de référence la survenue simultanée d'un séisme important et de la perte des alimentations électriques externes, celles-ci n'étant pas prévues pour y résister.

Il étudie aussi, au titre du domaine complémentaire, la perte totale des alimentations électriques internes et externes d'un réacteur du site. En cas d'échec du démarrage ou du raccordement des groupes électrogènes diesel de réacteur (sources de secours), il est possible de raccorder un groupe d'ultime secours (GUS) ou Turbine à Combustion (TAC) disponible par site, non dimensionné au séisme), un groupe électrogène diesel d'un réacteur voisin (dimensionné au SMS) ou, à terme, le diesel d'ultime secours (DUS dimensionné au SND).

En réponse aux prescriptions de l'ASN, le DUS est un moyen d'alimentation électrique supplémentaire qui permet d'alimenter les systèmes et composants appartenant au Noyau Dur, dont les principes de conception ont été transmis par EDF à l'ASN début 2013 et les travaux de déploiement sont en cours.

Conditions d'accès du site après un séisme

En cas de désordres majeurs des voiries et ouvrages d'art, 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, afin de faire intervenir le personnel d'astreinte.

Les stocks de fioul et d'huile, ainsi que leur réapprovisionnement en toute circonstance, sont fiabilisés afin d'assurer une autonomie selon les dispositions d'organisation suivantes :

- autonomie minimale en huile de 15 jours pour les paliers 1300 MWe et 1450 MWe, et de 4,5 jours sur le palier 900 MWe. En outre, un contrat d'approvisionnement en huile est destiné à couvrir les besoins d'une centrale nucléaire en cas de fonctionnement de « longue durée » (15 jours) des groupes électrogènes diesel de secours,
- autonomie minimale en fioul de 72 heures avec approvisionnement basé sur un stock minimal dédié et, au-delà, par réquisition (fiche d'action n° 12 du plan gouvernemental),
- ravitaillement en carburant et lubrifiant par la FARN (Force d'Action Rapide Nucléaire) : cette capacité a été validée lors des essais FARN réalisés à Chinon en septembre 2015.

Risque d'incendie induit par un séisme

Les bâtiments disposent de protections incendie conçues en application de la défense en profondeur et qui font l'objet d'exigences de tenue sismique. Ces dispositions sont à l'origine conçues au demi-SDD (hors palier N4, conçues à l'origine au SDD).

En réponse à une prescription de l'ASN, EDF a engagé une étude de la tenue au SMS (Séisme Majoré de Sécurité) de ces dispositions contribuant à la sûreté nucléaire vis-à-vis du risque incendie, débouchant sur un programme, en cours, de travaux et de renforcement des éléments dont la tenue au SMS n'est pas assurée.

Risque explosion induite par un séisme

Dans le cadre des réexamens périodiques, la déclinaison de l'exigence de dimensionnement au SMS des circuits hydrogénés et la prise en compte de la démarche « séisme événement » pour des circuits vis-à-vis d'agresseurs potentiels, situées dans l'îlot nucléaire hors bâtiment réacteur, a été engagée sur les paliers 900 MWe, 1300 MWe et N4.

En réponse à la prescription de l'ASN, EDF décline cette nouvelle exigence sur les différents paliers, selon le planning des réexamens périodiques.

Niveau de séisme conduisant à une inondation hors dimensionnement

L'examen réalisé par EDF, dans le cadre des tests de résistance, des réserves d'eau situées à l'aplomb du site et qui ne sont pas considérées comme robustes au SMS, ne met pas en évidence de risque non déjà couvert par les dispositions de protection actuelles ou prévues.

Pour les sites dont le risque d'inondation externe induite par un séisme dépassant le niveau pour lequel l'installation est dimensionnée ne peut être écarté, EDF a réalisé une étude visant à déterminer la réalité d'un risque de submersion de la plate-forme de l'îlot nucléaire. Des protections supplémentaires sont en cours de déploiement sur les sites conformément aux prescriptions de l'ASN.

17.2.2 Événements externes – Inondations

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.

Inondations pour lesquelles les installations sont dimensionnées

A la conception, il était appliqué pour le dimensionnement des protections en cas d'inondation la règle fondamentale de sûreté RFS I.2.e¹⁰ qui définit en particulier une approche pour déterminer les niveaux d'eau à prendre en compte pour la conception des installations.

L'ASN a publié en 2013 un nouveau guide relatif à la prise en compte du risque d'inondation externe pour les installations nucléaires (cf §.17.4.1.1.2). Ce guide annule et remplace la RFS I.2.e. Il détaille les recommandations visant à évaluer et à quantifier les risques d'inondation externe de ces installations et à définir les moyens de protection adaptés pour y faire face.

Dispositions visant à protéger les installations vis-à-vis des risques d'inondation pris en compte dans le dimensionnement

EDF a mené une analyse de sûreté, pour chaque site, établissant la liste des systèmes et équipements nécessaires pour rejoindre un état sûr et s'y maintenir.

Afin de conclure sur l'absence d'eau dans les locaux abritant les matériels 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 ;
- indication des dispositions matérielles et d'exploitation visant à protéger l'installation contre ces entrées d'eau.

Dispositions matérielles

Les dispositions matérielles concernent le génie civil, du matériel spécifique (matériels électriques, contrôle-commande, mécanique, ...), ainsi que des modifications des matériels existants.

Les travaux permettant de protéger les installations contre l'inondation, intégrant le retour d'expérience de l'événement survenu à la centrale du Blayais en décembre 1999, sont achevés depuis fin 2014.

Dispositions d'exploitation

À l'occasion des tests de résistance, EDF a également présenté, pour chaque site, les dispositions d'exploitation visant à protéger l'installation contre le niveau d'inondation pour lequel elle est dimensionnée. Elles 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.

En réponse à une prescription de l'ASN, des dispositions visant à faire face à un isolement en cas d'inondation ont été mises en œuvre sur certains sites.

Conformité des installations au référentiel actuel

¹⁰ Règle fondamentale de sûreté n°1.2.e. du 12/04/1984 relative à la prise en compte du risque d'inondation d'origine externe.

Les remises en conformité de la protection volumétrique et la mise en œuvre des organisations et des ressources afin de maintenir dans le temps son efficacité ont été réalisées dans les délais demandés par l'ASN.

Au niveau national, ces actions se sont traduites par la tenue d'un examen de conformité de la protection volumétrique et par la mise à jour des règles de gestion de la protection volumétrique (voir la définition au § 17.4.1.1.2) pour les sites.

Évaluation des marges de sûreté

Lors des tests de résistance, EDF a présenté pour chaque site les marges entre le niveau d'inondation atteint et le niveau des protections, dans le cadre du dimensionnement actuel,

Lors des tests de résistance, EDF a défini des scénarios majorés prenant également en compte les inondations induites par un séisme au-delà du dimensionnement et les ouvrages présents sur la plateforme ou à l'aplomb et susceptibles de constituer des sources d'inondation potentielles à la suite d'un séisme d'intensité supérieure au SMS, si l'ouvrage n'est pas jugé robuste en cas de séisme au-delà du dimensionnement.

La démarche mise en œuvre a ainsi conduit EDF à définir des aléas majorés qui couvrent l'ensemble des phénomènes pouvant conduire ou participer à une inondation, en examinant pour certains sites des scénarios supplémentaires. Ces niveaux d'aléas d'inondation extrêmes ont été définis pour l'ensemble des sites en fonctionnement.

EDF a ainsi calculé le niveau d'eau issu de ces scénarios majorés en valorisant les protections mises en œuvre sur le site dans le cadre de la protection contre les aléas du dimensionnement. Ces études ont permis de conclure, le cas échéant, sur les dispositions supplémentaires à mettre en œuvre.

Cette démarche mise en œuvre par EDF permet de conférer aux installations un haut niveau de protection contre le risque d'inondation.

17.2.3 Événements externes - Conditions climatiques extrêmes

La conception des réacteurs EDF intègre depuis l'origine la protection vis-à-vis des agressions externes plausibles.

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 ont par la suite conduit à une amélioration des modalités de prise en compte des différentes agressions, en particulier de celles liées aux conditions climatiques.

A la suite de l'accident de Fukushima de mars 2011, EDF a justifié dans ses rapports d'évaluation complémentaire de sûreté (« RECS ») la robustesse de ses installations et a défini un Noyau Dur de dispositions matérielles et organisationnelles additionnelles permettant de faire face aux agressions climatiques extrêmes suivantes :

- tornade : selon la zone géographique, le niveau de tornade retenu correspond à une tornade de niveau EF4 (zone Océanique) ou EF3 (zone Reste de la France).
- phénomènes naturels liés à l'inondation :
 - vent extrême : vents de type laminaire, avec des vitesses pouvant atteindre, au paroxysme, une valeur de 200 km/h,
 - foudre : niveau de foudre extrême avec en particulier une intensité de 300 kA, correspondant au maximum physique local,
 - grêle : prise en compte de grêlons pouvant atteindre 5 cm de diamètre.

A partir du 4^e réexamen périodique de sûreté du palier 900 MWe, EDF prend en compte les niveaux de référence de sûreté publiés par WENRA en 2014 (prise en compte d'un aggravant, délai opérateur) afin de répondre aux exigences de sûreté pour les études des agressions au niveau des standards européens les plus avancés pour les réacteurs existants. En pratique, l'analyse conduit à réaliser des études de sensibilité en considérant de manière pénalisante le cumul de l'agression avec une défaillance appliquée aux équipements actifs permettant de prévenir l'agression ou d'en limiter les conséquences et des études de sensibilité aux délais d'intervention de l'opérateur pour vérifier l'absence d'effet falaise.

EDF a également réalisé, lorsque c'est techniquement pertinent, des études de sensibilité du comportement de l'installation à des niveaux d'agressions climatiques correspondant à des occurrences annuelles inférieures à 10^{-4} . En pratique, les agressions climatiques pour lesquelles il est possible dans l'état actuel des connaissances de définir un tel niveau d'occurrence sont les grands chauds, grands froids, grands vents et tornade.

L'ensemble des études réalisées a permis de définir des modifications des installations pour renforcer la protection contre les agressions de niveaux réévalués (ex : amélioration de la ventilation des locaux électriques) et de démontrer la robustesse des installations aux agressions selon les préconisations internationales les plus avancées.

EDF a aussi mis en place une veille climatique.

17.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

17.3.1 Les réacteurs du CEA

Les RDS comportent un chapitre dédié « site et environnement », qui traite des mêmes thèmes que pour les réacteurs électronucléaires.

Ces thèmes prennent en compte les exigences réglementaires concernées.

Ces thèmes sont ré-analysés à chaque réexamen périodique et les chapitres du RDS sont mis à jour en conséquence.

À l'occasion du retour d'expérience (REX) post-Fukushima, la robustesse des installations au-delà des exigences du RDS a été évaluée, en particulier pour le séisme, l'inondation externe et les agressions climatiques en lien avec les agressions du REX Fukushima. Le risque lié à l'environnement industriel a été ré-analysé.

D'une façon générale, ces évaluations ont montré une bonne robustesse des réacteurs de recherche vis-à-vis de ces agressions extrêmes. En particulier, les sites sont très peu sensibles aux inondations. Les réacteurs de recherche, d'une puissance bien inférieure aux réacteurs de puissance, sont également très résistants aux pertes d'alimentations électriques ou de sources froides. Ils disposent de délais importants avant qu'une intervention ne soit nécessaire.

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

Le rapport de sûreté décrit l'ensemble des agressions externes qui sont prises en compte dans le dimensionnement des équipements requis en fonction des situations d'exploitation. Les tests de résistance de l'ILL analysent l'impact d'agressions extrêmes concomitantes. L'ILL a défini et réalisé les travaux nécessaires pour renforcer la robustesse de l'installation en conditions extrêmes.

17.4 L'analyse de l'ASN

17.4.1 Réacteurs électronucléaires

Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, du troisième réexamen des réacteurs de 1300 MWe et du deuxième réexamen des réacteurs N4, les référentiels de protection des centrales nucléaires contre les risques naturels et de la source froide ont été examinés.

De façon générale, l'exploitant a mis en œuvre des dispositions d'exploitation visant à protéger les sites de conditions météorologiques extrêmes, comprenant notamment des systèmes d'alerte en cas d'aléa prédictible ainsi que des dispositions organisationnelles et matérielles de prévention et de protection particulières.

17.4.1.1 Évolution du dimensionnement aux risques naturels et humains et à la suite des tests de résistance

L'exploitant a mis en évidence, pour les différents aléas considérés pour chaque site, les marges vis-à-vis des risques considérés lors du dimensionnement et ceux allant au-delà du référentiel. Il a conclu, le cas échéant, sur les dispositions supplémentaires éventuelles à mettre en œuvre. En outre, il a étudié plusieurs cas qui, selon lui, sont représentatifs pour évaluer les effets faibles.

Dans le cadre de cette démarche, de nouvelles prescriptions pour les réacteurs en exploitation ou en construction visant à renforcer leur robustesse vis-à-vis de tels phénomènes ont été édictées. Les principales prescriptions et demandes ayant un caractère transverse aux articles 17, 18 et 19 de la Convention sont décrites dans le chapitre 6 et sont détaillées ci-dessous.

Par ailleurs, l'ASN prépare la transposition dans le cadre réglementaire national des niveaux de référence ajoutés ou modifiés par WENRA à propos des agressions externes.

17.4.1.1.1 Séisme

Aléa sismique

Concernant le séisme, la méthodologie actuellement mise en œuvre pour la définition de l'aléa sismique en France est principalement déterministe et conforme aux prescriptions de l'AIEA en termes de méthodologie et de critères.

L'ASN considère que les évaluations des aléas sismiques déterminés par EDF sont acceptables, à l'exception de celles concernant les sites de Saint-Alban/Saint-Maurice, Fessenheim, Chinon et Chooz qui sont insuffisantes au regard de l'état des connaissances. L'ASN a donc demandé à EDF :

- de réévaluer les spectres sismiques des sites de Saint-Alban/Saint-Maurice, Fessenheim, Chinon et Chooz pour tenir compte des incertitudes ;
- de définir un programme de travail de vérification de la tenue des matériels et des ouvrages de génie civil et de mettre en œuvre les éventuels renforcements sismiques dans le cadre des réexamens périodiques.

L'ASN estime que l'exercice mené sur l'EPS séisme appliqué à la centrale de Saint-Alban est intéressant et nécessite d'être poursuivi et étendu aux autres centrales lors des réexamens périodiques. Cette EPS permet de faire ressortir des événements initiateurs et des équipements contribuant de façon prépondérante au risque de fusion du cœur. Des analyses complémentaires sont nécessaires notamment en ce qui concerne l'évaluation de l'aléa sismique et la définition des différents modes de défaillance des équipements et structures, ainsi que sur l'étendue des équipements qui doivent être couverts par des courbes de fragilité tenant compte de ces différents modes de défaillance. EDF devra également apporter

les éléments permettant de justifier l'applicabilité de l'approche américaine développée par l'EPRI aux réacteurs français.

Effets indirects des séismes

Les effets indirects des séismes ont fait l'objet d'un examen dans le cadre des réexamens périodiques et d'études complémentaires dans le cadre des tests de résistance qui ont porté sur :

- la démarche « séisme événement » (cf. § 17.2.1) ;
- la perte des alimentations électriques externes ;
- les conditions d'accès au site après un séisme ;
- les risques d'incendie et d'explosion induits par un séisme, ainsi que les risques d'inondation induits par un séisme.

Instrumentation sismique

Les conditions d'exploitation de l'instrumentation sismique installée sur les sites ont été contrôlées par l'ASN lors des inspections ciblées menées en 2011 et ont fait l'objet d'une demande dans le cadre de la revue par les pairs européenne.

Autres demandes

L'exploitant a présenté à l'ASN un état des lieux visant à vérifier la résistance effective des locaux au SMS, ainsi que les modifications envisagées. Des mesures compensatoires ont été définies pour la tenue au SMS des locaux des sites de Civaux, Cruas et Flamanville.

Sur la base du retour d'expérience approfondi de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, l'ASN a prévu de réexaminer les référentiels de sûreté des installations nucléaires, en particulier sur les aspects séisme.

17.4.1.1.2 Inondation

À la suite de l'inondation du site du Blayais en 1999, EDF a mis en place une protection volumétrique¹¹ sur tous les sites. La conformité de cette protection volumétrique avait notamment fait l'objet d'un contrôle particulier de l'ASN au cours des inspections ciblées menées en 2011, qui avait donné lieu à des demandes de l'ASN. L'exploitant a présenté à l'ASN au printemps 2012 une analyse globale des réponses apportées aux constats relevés par l'ASN, qui l'a jugée satisfaisante. L'ASN a fixé les prescriptions suivantes :

- travaux relatifs à la prise en compte du retour d'expérience de l'inondation du Blayais en 1999 pour les sites de Blayais, Bugey, Cruas, Dampierre, Gravelines, Penly, Saint-Laurent-des-Eaux et Tricastin (prescription ECS-04). L'échéance de réalisation des modifications fixée au 31 décembre 2014 a été respectée par EDF ;
- réalisation des remises en conformité de la protection volumétrique et mise en œuvre de l'organisation et des ressources adaptées pour s'assurer que la protection volumétrique conserve

¹¹ Le périmètre de protection volumétrique, qui englobe les bâtiments contenant les matériels permettant de garantir la sûreté des réacteurs, a été défini par EDF de façon à garantir qu'une arrivée d'eau à l'extérieur de ce périmètre ne conduise pas à une inondation des locaux situés à l'intérieur de ce périmètre. Concrètement, la protection volumétrique est constituée d'ouvrages de génie civil et de dispositifs permettant d'obturer les ouvertures existant sur ces voiles (portes, trémies, etc...) qui peuvent constituer des voies d'eau potentielles en cas d'inondation).

dans le temps l'efficacité qui lui est attribuée dans la démonstration de sûreté (prescription ECS-05). Les remises en conformité ont été réalisées au 30 juin 2012 ;

- vérification de la tenue des locaux de gestion des situations d'urgence à la côte majorée de sécurité (CMS) et réalisation, le cas échéant, des aménagements nécessaires (prescription ECS-30). L'exploitant a présenté à l'ASN un état des lieux visant à vérifier la résistance effectivement des locaux à cet aléa ainsi que les modifications envisagées. L'échéance de réalisation des modifications fixée au 31 décembre 2013 a été respectée par EDF.

Outre la prescription d'un noyau dur (cf. § 6.2.1.2, prescription ECS-01), l'ASN a également adressé à EDF une prescription spécifique relative à la protection des installations contre l'inondation au-delà du référentiel, visant à renforcer la robustesse de ses installations afin de prévenir les effets falaise associés à de fortes pluies ou à la défaillance d'équipements internes au site sous l'effet d'un séisme au-delà du dimensionnement (prescription ECS-06). Cette prescription concerne notamment le rehaussement de la protection volumétrique, en vue de se prémunir de 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.). EDF a réalisé l'ensemble des modifications correspondantes.

L'ASN a publié, en 2013, un guide relatif à la prise en compte du risque d'inondation externe pour les installations nucléaires. Ce guide annule et remplace la RFS I.2.e. Il 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 de ces installations 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. En 2014, l'ASN s'est positionnée sur les principes d'application de ce guide pour les réacteurs existants.

17.4.1.1.3 Autres risques naturels

Dans le cadre des tests de résistance, l'exploitant a également étudié les marges en cas de conditions météorologiques extrêmes, telles que le vent, la foudre, la grêle et leur cumul en cas de perte de la source froide et des alimentations électriques. L'analyse des études réalisées a amené l'ASN à fixer des prescriptions et à formuler des demandes complémentaires portant sur des compléments à apporter aux évaluations des marges, ainsi que sur des renforcements de la robustesse des installations au-delà de leur dimensionnement actuel.

En outre, dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, du troisième réexamen des réacteurs de 1300 MWe et du deuxième réexamen des réacteurs N4, les référentiels de protection des centrales nucléaires contre les risques naturels ont été examinés.

17.4.1.1.4 Risques liés aux autres activités industrielles

À l'issue des tests de résistance, l'ASN a demandé à EDF de prendre en compte le risque créé par les activités situées à proximité des installations nucléaires, dans les situations extrêmes étudiées dans le cadre des tests de résistance, et en relation avec les exploitants voisins responsables de ces activités.

17.4.1.2 Réacteur n° 3 de Flamanville (EPR)

Le réacteur n° 3 de Flamanville a été inclus dans le périmètre des tests de résistance selon un cahier des charges identique à celui des réacteurs en exploitation. Cet examen a donné lieu à un ensemble de prescriptions spécifiques. Le contrôle de la conformité à ces prescriptions est en cours d'instruction dans le cadre de la demande d'autorisation de mise en service de ce réacteur.

17.4.2 Réacteurs de recherche

Les réacteurs de recherche français sont répartis en France sur trois sites : Cadarache, Saclay et Grenoble. Les conditions météorologiques extrêmes ont été évaluées pour chacun de ces sites, et des systèmes d'alerte en cas d'aléa prédictible, ainsi que des dispositions organisationnelles et matérielles de prévention et de protection particulières, sont mis en place.

Au CEA, les agressions de référence sont définies au niveau des sites, à travers la présentation générale de la sûreté de l'établissement (PGSE). Les différents aléas naturels ainsi que les agressions entropiques y sont définies et réévaluées à chaque mise à jour. La mise à jour de la PGSE des centres de Cadarache et de Saclay ont été transmises par le CEA en 2017. Les évaluations des agressions de référence pour chaque site sont ainsi en cours d'instruction par l'ASN.

Le site de Saclay a également fait l'objet d'une attention récente dans le cadre de son développement urbain. Une ligne de métro avec une gare sont prévus près du site, ce qui a mené le CEA à étudier les risques induits par cette nouvelle infrastructure sur les INB, et vice-versa. Le projet a été jugé compatible avec les activités du centre de Saclay.

En 2018, l'ILL a terminé la mise en place de circuits de sauvegarde et la réalisation de renforcements de son installation. Ces travaux répondent à des prescriptions de l'ASN ou à des engagements pris à la suite de l'accident de Fukushima.

Concernant les problématiques d'urbanisation, le RHF, situé dans la ville de Grenoble, a fait l'objet de mesures issues des tests de résistance particulièrement robustes. La salle de gestion de crise a notamment été conçue afin de rester accessible et fonctionnelle à la suite d'un aléa extrême.

18. 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 Le concept de défense en profondeur

L'arrêté INB inclut des exigences réglementaires vis-à-vis de la démonstration de sûreté et notamment du principe de défense en profondeur.

18.1.1 Les demandes de l'ASN

La conception des installations nucléaires repose sur le principe de défense en profondeur, qui 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.

Le principe de défense en profondeur, dont la mise en œuvre fait partie des exigences de l'Arrêté INB, est une partie intégrante de la démonstration de sûreté.

Dans les situations extrêmes qui ont été étudiées dans le cadre des tests de résistance, la démarche supposait la perte successive des lignes de défense en appliquant une approche déterministe. Il s'agissait ainsi d'évaluer la robustesse et le caractère suffisant des dispositions mise en œuvre sur les installations, et d'identifier les possibilités d'amélioration de la sûreté.

18.1.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

La sûreté des réacteurs électronucléaires en exploitation et en construction repose sur le principe de défense en profondeur, consistant en 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 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 inclut, en cas de dysfonctionnement ou d'inefficacité des mesures précédentes, les mesures de protection des populations en cas de rejets importants. Ce cinquième niveau relève principalement de la responsabilité des pouvoirs publics.

Le concept de défense en profondeur - Mesures prises pour l'EPR

La sûreté du réacteur EPR repose sur les cinq 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) et l'amélioration de la résistance de l'installation aux agressions externes (dont les chutes d'avion).

Un très haut niveau de sûreté est visé pour le réacteur EPR avec des objectifs de réduction :

- des doses reçues par les travailleurs,
- des défaillances d'équipements,
- de la fréquence de fusion du cœur, de façon significative
- des rejets résultant des situations accidentelles

Au stade de la conception, l'approche permettant de vérifier la cohérence de la conception au regard du principe de défense en profondeur a été présentée dans le RPS, transmis à l'ASN à l'appui de la demande d'autorisation de création du réacteur, puis justifiée dans le dossier de demande de mise en service.

18.1.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

La conception du RJH et d'ITER est fondée sur le concept de la défense en profondeur.

Le RJH retient au titre de la défense en profondeur les accidents graves à la conception. Des exutoires disposant de filtres adaptés sont prévus à la conception pour limiter les conséquences d'un accident grave.

18.1.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN

Le concept de défense en profondeur est décliné sur l'ensemble des installations nucléaires par la mise en œuvre de dispositifs aptes à détecter ou à parer certaines défaillances des systèmes garantissant la sûreté des installations. L'analyse de sûreté doit démontrer l'efficacité de ces dispositifs en situation normale de fonctionnement et en situation d'accident. Ces différents dispositifs, font l'objet d'inspections de la part de l'ASN à intervalles réguliers.

La démarche de sûreté a été renforcée dans le cadre des tests de résistance, par la prise en compte de phénomènes naturels extrêmes et d'accidents pouvant affecter plusieurs réacteurs d'un même site.

La démarche de sûreté mise en œuvre par les exploitants demeure globalement satisfaisante et certains points de progrès sont identifiés au cas par cas selon les installations concernées.

18.1.4.1 Les réacteurs électronucléaires

Le réacteur n° 3 de Flamanville de type EPR

La démarche de sûreté mise en œuvre à la conception est basée sur le concept de défense en profondeur tel qu'il est présenté dans les documents de l'INSAG. Les principales dispositions prises pour le mettre en œuvre ont été décrites dans le RPS qui a été remis à l'appui de la demande d'autorisation de création

de cette installation. L'instruction de la conception détaillée de ce réacteur, et notamment l'examen par l'ASN et son appui technique des dispositions concrètes visant à mettre en œuvre ce concept, s'est poursuivie après la délivrance, en avril 2007, de cette autorisation.

Ce réacteur a également été inclus dans le périmètre des tests de résistance.

Au printemps 2015, EDF a déposé sa demande d'autorisation de mise en service de cette installation ; cette demande comporte notamment le rapport de sûreté (mise à jour du RPS). L'ASN et son appui technique instruisent actuellement cette demande (cf. § 18.3.4.1). Le groupe permanent d'experts pour les réacteurs a été consulté sur la démonstration de sûreté du réacteur EPR de Flamanville, les 4 et 5 juillet 2018.

18.1.4.2 Les réacteurs de recherche

Les concepts de défense en profondeur sont appliqués pour les réacteurs RJH et ITER, de la même manière que cela a été établi pour les réacteurs électronucléaires, avec une approche proportionnée aux enjeux : toutes les dispositions sont prises à la conception pour prévenir et détecter la survenue d'un accident. Comme pour les réacteurs électronucléaires, bien que toutes les dispositions soient prises pour éviter l'accident, le 4^e niveau de défense en profondeur est également pris à la conception pour limiter les conséquences d'un éventuel accident grave.

18.2 Qualification des technologies utilisées

18.2.1 Les demandes de l'ASN

La qualification des éléments importants pour la protection (EIP), prévue par l'arrêté INB, doit être proportionnée aux enjeux et 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 ESPN font l'objet d'une évaluation de conformité individuelle par laquelle la conformité de ces équipements à l'ensemble des exigences réglementaires, et leur aptitude à être exploités est évaluée, par rapport aux sollicitations attendues.

Les ESPN sont soumis à la fois au régime des INB et à celui des produits et équipements à risques. En ce qui concerne la réglementation applicable aux ESPN au titre des produits et équipements à risque, les textes applicables sont précisés dans le tableau 2 du § 7.1.3.

Un ESPN est conçu et réalisé par un fabricant sous sa responsabilité. Celui-ci est tenu de respecter les exigences essentielles de sécurité et de radioprotection figurant dans la réglementation et de faire réaliser une évaluation de la conformité de cet équipement. Cette évaluation de conformité concerne aussi bien les équipements destinés aux nouvelles INB, telles que l'EPR de Flamanville 3, le RJH ou le réacteur de fusion nucléaire ITER, que les équipements de rechange destinés aux installations en service tels que les générateurs de vapeur de remplacement.

18.2.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

Qualification des matériels

De manière générale, la qualification de chaque matériel est définie en suivant des règles et exigences dépendant de son "classement de sûreté", c'est-à-dire de son importance pour la sûreté et du type de sollicitations auxquelles il doit résister.

Pour les matériels électriques de sûreté, trois catégories de qualification représentant des conditions "enveloppes" ont été définies, selon leurs fonctions en situation normale ou accidentelle et leur localisation (à l'intérieur ou en dehors de l'enceinte de confinement).

Durant l'exploitation, il importe de pouvoir s'assurer de la pérennité de ces qualifications dans le temps. Cet aspect est pris en compte dans les bilans de conformité qui sont effectués à l'occasion des réexamens périodiques.

Visite complète initiale et requalifications périodiques des circuits primaire et secondaires principaux

Les circuits primaire et secondaires principaux des REP sont soumis à une visite complète initiale et à une requalification périodique réalisée tous les dix ans. Cette dernière comprend la visite de l'appareil, des examens non destructifs, l'épreuve hydraulique et la vérification du fonctionnement des accessoires de protection contre les surpressions.

De nouvelles applications ont été développées et qualifiées pour répondre à de nouveaux besoins et exigences, notamment concernant le réacteur n° 3 de Flamanville de type EPR pour la visite complète initiale.

18.2.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

Pour l'ensemble des exploitants de réacteurs de recherche, la méthodologie d'analyse de sûreté conduit à un classement de sûreté des composants qui sont requis pour assurer une fonction de sûreté et qui doivent être qualifiés. Ce classement détermine le niveau d'exigence aussi bien en fabrication qu'en exploitation et suivi.

Par ailleurs, les réexamens périodiques peuvent conduire à des travaux de remises à niveau dans différents domaines, en particulier de certains matériels.

18.2.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN

18.2.4.1 L'évaluation de conformité des 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 », tels que la cuve ou les générateurs de vapeur des réacteurs de puissance. 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 1.

Les organismes habilités par l'ASN évaluent la conformité aux exigences réglementaires des ESPN de niveau N2 et N3. Les organismes habilités sont sollicités directement par le fabricant.

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 chez leurs fournisseurs et sous-traitants.

18.2.4.2 Le réacteur n° 3 de Flamanville de type EPR

18.2.4.2.1 La qualification des équipements sous pression nucléaire (ESPN)

En application des principes décrits précédemment, l'ASN et les organismes habilités évaluent la conformité des ESPN destinés au réacteur n° 3 de Flamanville sur le chantier ou bien chez le fabricant. Ce contrôle 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.

En outre, des échanges entre l'autorité de sûreté finlandaise (STÜK) et l'ASN ont régulièrement lieu afin de partager l'expérience en matière de fabrication des ESPN.

Au cours des deux dernières années, l'ASN a poursuivi l'évaluation de la conformité des ESPN des circuits primaire et secondaires du réacteur EPR.

Les organismes habilités ont réalisé, en 2018, en ce qui concerne la conception et la fabrication des ESPN, 7 704 actions de contrôles pour les ESPN destinés à l'EPR de Flamanville. Ces actions de contrôles sont réalisées sous la surveillance de l'ASN

Cuve de l'EPR

L'ASN a 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.

En s'appuyant sur l'analyse des dossiers transmis par Framatome et des éléments techniques complémentaires fournis par EDF, menée par sa direction des équipements sous pression nucléaires et son appui technique l'IRSN, sur les avis de son groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires et du Conseil supérieur de la prévention des risques technologiques, ainsi que sur les observations recueillies lors de la consultation du public, l'ASN a rendu un avis le 10 octobre 2017 sur cette anomalie. Elle a ainsi indiqué considérer que cette anomalie n'était pas de nature, sous certaines réserves, à remettre en cause la mise en service de la cuve.

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

Sur la base des conclusions de cette instruction, l'ASN a autorisé la mise 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 à fin 2024 l'utilisation du couvercle actuel.

Tuyauteries secondaires

Au début de l'année 2017, EDF a informé l'ASN d'écarts survenus lors du soudage des tuyauteries principales d'évacuation de la vapeur (circuit VVP) du réacteur EPR de Flamanville.

Pour mémoire, EDF a retenu pour ces tuyauteries une démarche dite « d'exclusion de rupture », qui implique un renforcement des exigences de conception, de fabrication et de suivi en service pour considérer que la rupture de ces tuyauteries est extrêmement improbable. Ce choix conduit l'exploitant à ne pas étudier les conséquences d'une rupture de ces tuyauteries dans la démonstration de sûreté nucléaire de l'installation.

Afin d'atteindre la haute qualité de fabrication attendue, des exigences renforcées portant notamment sur les propriétés mécaniques ont été définies par l'exploitant (EDF) et le fabricant (Framatome). Or, ces exigences renforcées n'ont pas été spécifiées au sous-traitant en charge de la réalisation des soudures. Les contrôles menés lors de la fabrication ont montré qu'elles ne sont pas toutes respectées pour certaines soudures.

Par ailleurs, en mars 2018, EDF a identifié plusieurs défauts lors de la visite complète initiale de ces tuyauteries prévue par la réglementation avant leur mise en service. Ces défauts auraient dû être détectés par le fabricant en fin de fabrication. Ce constat a conduit EDF à mettre en œuvre un programme de vérification de l'ensemble des soudures des circuits secondaires principaux, dont font partie les tuyauteries VVP. Ces nouveaux contrôles ont mis en évidence des défauts qui nécessitent une réparation. L'ASN a vérifié l'exécution de ces nouveaux contrôles menés par EDF.

L'ensemble de ces écarts, ainsi que les constatations de l'ASN lors de ses inspections, ont mis en exergue un manque de maîtrise des opérations de soudage pratiquées sur les tuyauteries VVP et une défaillance de la surveillance réalisée par EDF sur ses prestataires. Le constat de défaillance de la surveillance réalisée par EDF sur ses prestataires a conduit l'ASN à demander à EDF d'effectuer une revue de la qualité des matériels du réacteur EPR de Flamanville 3 appliquée à un périmètre plus large d'équipements et de sous-traitants, en adaptant la profondeur de la revue en fonction des enjeux.

En juillet 2018, EDF s'est engagée à remettre à niveau les soudures concernées par les écarts identifiés, à l'exception des huit soudures situées au niveau de l'espace entre les deux enceintes du bâtiment réacteur, qui sont plus difficiles d'accès. EDF a transmis à l'ASN, en décembre 2018, un dossier visant à justifier que la qualité de ces huit soudures est suffisante et permet d'exclure leur rupture avec un haut niveau de confiance. Cette démonstration repose notamment sur une caractérisation approfondie du matériau des soudures. Les conclusions de l'instruction du dossier d'EDF menée par l'ASN, avec l'appui de l'IRSN, ont été présentées au groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires les 9 et 10 avril 2019. Le groupe permanent d'experts a considéré que les nombreux écarts affectant ces huit soudures constituent des obstacles majeurs à l'application d'une démarche d'exclusion de rupture et qu'EDF doit par conséquent, à défaut de renoncer à l'exclusion de rupture pour ces soudures, procéder à leur remise en conformité.

En juin 2019, EDF a sollicité l'avis de l'ASN sur la possibilité de réparer ces soudures vers 2024, après la mise en service du réacteur. Dans son courrier du 19 juin 2019, l'ASN note que la remise en conformité des soudures de traversées avant la mise en service du réacteur est techniquement réalisable. Le report des opérations de réparation après la mise en service du réacteur soulèverait plusieurs difficultés, notamment au regard de la justification de la sûreté du réacteur durant la période transitoire. L'ASN considère donc que la réparation des soudures concernées avant la mise en service du réacteur constitue la solution de référence.

18.2.4.2.2 La qualification des autres équipements et matériels

Dans le cadre de l'examen détaillé de la conception du réacteur n° 3 de Flamanville (cf. § 18.3) et de l'instruction de la demande d'autorisation de mise en service de ce réacteur, plusieurs thématiques en lien avec la qualification des matériels ou équipement sont examinées :

- la qualification aux conditions accidentelles, qui vise à ce que les matériels utilisés pour la gestion des incidents et accidents soient utilisables dans des conditions d'ambiance dégradées ;
- la fiabilité des matériels, qui vise à vérifier que le matériel est capable d'assurer, avec un degré de fiabilité suffisant, les fonctions nécessaires à la démonstration de sûreté.

En parallèle, l'ASN inspecte par sondage le processus de qualification appliqué par l'exploitant.

18.3 Choix de conception

18.3.1 Les demandes de l'ASN

La réglementation technique générale comprend des textes de portée générale fixant des règles techniques en matière de sûreté nucléaire, qu'ils soient de nature réglementaire contraignante (cf. § 7.1.3.2) ou non (cf. § 7.1.3.3).

Au stade des études d'avant-projet d'un réacteur, l'industriel peut présenter un dossier d'options de sûreté comprenant les principales caractéristiques et les choix de conception générale en termes de sûreté (cf. § 7.2.1). Ce dossier peut notamment comporter les référentiels techniques (code de conception ou de construction, RFS ou guide de l'ASN...) que l'exploitant envisage d'utiliser.

Une fois l'installation nucléaire mise en service, après autorisation de l'ASN, toutes les modifications apportées par l'exploitant de nature à affecter la sécurité, la santé et la salubrité publiques ou la protection de la nature et de l'environnement, sont soit déclarées à l'ASN, soit soumises à autorisation de l'ASN voire, pour les modifications substantielles, à autorisation du Gouvernement après avis de l'ASN. L'exploitant doit également procéder à des réexamens périodiques en tenant compte de l'évolution des techniques et de la réglementation ainsi que du retour d'expérience.

L'ASN a publié en juillet 2017 le guide n° 22 relatif à la conception des réacteurs à eau sous pression. Ce guide vise à formaliser les recommandations en matière de conception de nouveaux réacteurs électronucléaires et actualise les « directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression », adoptées par l'ASN en 2004.

Ce guide intègre aussi des recommandations en matière de prise en compte des dimensions organisationnelles et humaines dans la conception d'un système sociotechnique. En effet, au-delà des critères techniques, l'ASN s'intéresse également aux conditions qui favorisent ou défavorisent la contribution positive des opérateurs et des collectifs de travail à la sûreté des installations nucléaires. De manière générale, l'ASN attend une intégration des facteurs organisationnels et humains adaptée aux enjeux de sûreté des installations et de sécurité des travailleurs lors de la conception d'une nouvelle installation ou de la modification d'une installation existante (cf. chapitre 12).

18.3.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

18.3.2.1 Les mesures prises à la conception

La démonstration de sûreté dans le rapport de sûreté présente les conséquences, dans des conditions enveloppes, d'événements postulés (incidents, accidents, agressions).

La maîtrise des conséquences de ces événements démontre la capacité des dispositions matérielles et organisationnelles à maîtriser ces situations, et donc à prévenir la survenue de conséquences inacceptables pour l'environnement.

Une analyse de situations impliquant des défaillances multiples pouvant conduire à la fusion du cœur est aussi effectuée. Au titre de la défense en profondeur, des lignes de défense sont mises en place pour prévenir les situations de fusion de cœur et en limiter les conséquences.

L'EPR a retenu dès la conception les défaillances multiples et les accidents graves :

Réduction du risque et prévention des situations pouvant conduire à la fusion du cœur

Une démarche de réduction du risque par la prévention des situations pouvant conduire à la fusion du cœur est mise en œuvre par l'analyse des combinaisons des événements prédominants pouvant conduire à des situations de fusion du cœur par de multiples défaillances.

Au niveau technique, des systèmes de sauvegarde supplémentaires sont conçus et installés pour prévenir la fusion du cœur lors de ces séquences.

Prise en compte des accidents hypothétiques avec fusion du cœur (« accidents graves »)

Outre la réduction de la fréquence globale de fusion du cœur, l'EPR a pour objectif la réduction significative des rejets radioactifs pouvant résulter de toutes les situations d'accidents, y compris des accidents avec fusion du cœur, qui sont pris en compte dès la conception dans la démonstration de sûreté de l'EPR. À ce titre :

- les situations d'accidents avec fusion de cœur qui conduiraient à des rejets précoces importants sont « pratiquement éliminées » : lorsqu'elles ne peuvent pas être considérées comme physiquement impossibles, des dispositions sont prises à la conception pour en exclure l'occurrence ;
- pour les autres situations d'accidents avec fusion du cœur étudiées selon une démarche déterministe, les conséquences radiologiques sont telles que, seules des mesures de protection très limitées dans l'espace et dans le temps soient le cas échéant nécessaires, compte-tenu des dispositions retenues à la conception :
 - des recombineurs auto catalytiques passifs (RAP) et des dispositifs permettent de contrôler la concentration de l'hydrogène dans divers compartiments de l'enceinte ;
 - 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, y compris les accidents avec fusion du cœur ;
 - la conception de l'enceinte et des bâtiments périphériques est telle qu'il n'existe pas de chemin de fuite direct de l'enceinte de confinement vers l'environnement ;
 - deux lignes de décharge du circuit primaire redondantes permettent de dépressuriser le circuit primaire en accident grave ;
 - le récupérateur de corium est conçu pour collecter le corium, assurer son refroidissement et sa stabilisation. La conception est également faite pour que le puits de cuve et la zone d'étalement du corium soient maintenus secs à l'arrivée du corium. 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 ;

- la ventilation de la salle de commande est secourue par les diesels SBO (Station blackout diesel generators). La salle de commande reste habitable.

Ces démarches déterministes sont complétées d'une vérification probabiliste. Elle s'appuie sur une EPS de niveau 2 qui permet de vérifier la fiabilité des dispositions mises en place au travers du caractère résiduel des séquences accidentelles conduisant à des rejets importants.

18.3.2.2 Le retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi (réacteur EPR)

A la suite de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, afin de gérer des situations de Manque De Tension Généralisé (MDTG)¹² et de perte de la source froide sur une durée supérieure à 24h, EDF a retenu les dispositions suivantes :

- 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 (cf. §16.3.1.2) ;
- la possibilité de prolonger l'autonomie des groupes diesel électrogènes d'ultime secours par un moyen mobile d'alimentation par appoint gravitaire en fioul, depuis les réservoirs des groupes électrogènes principaux.

D'autres dispositions pour renforcer la robustesse de l'installation EPR de Flamanville 3 ont été retenues:

- extension de la durée d'alimentation électrique des fonctions essentielles par mise en œuvre de sources électriques complémentaires fixes ou mobiles ;
- 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 ;
- ajout d'un dispositif mobile et indépendant (de type motopompe) d'appoint en eau dans le bâtiment réacteur.

Le nouveau centre de crise local (CCL), robuste à des niveaux d'agression extrêmes, est en cours d'achèvement sur le site de Flamanville. Le CCL permettra 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.

18.3.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

Bien que le RJH soit de conception récente, ayant intégré le retour d'expérience acquis sur les autres réacteurs expérimentaux, la démarche des tests de résistance a conduit le CEA à identifier des possibilités d'améliorations qui seront mises en œuvre, malgré le caractère avancé de la construction. L'ASN a ainsi considéré que certaines propositions, dont la mise en place d'un « noyau dur » formulées par le CEA, qui sont de nature à rendre plus robuste l'installation, devaient être réalisées. En outre, ces améliorations au stade de la conception/construction permettent de privilégier la prévention par rapport à la limitation des conséquences d'éventuelles situations accidentelles.

¹² 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.

18.3.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN

18.3.4.1 Le contrôle de la construction du réacteur n° 3 de Flamanville

Le contrôle de la construction du réacteur n° 3 de Flamanville comprend l'examen de la conception détaillée dont les études définissent les données nécessaires à la réalisation et le contrôle 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.

Ce contrôle porte en particulier sur la fabrication des ESPN qui feront partie de la chaudière nucléaire (cf. § 18.2.4).

18.3.4.1.1 Examen de la conception détaillée

L'approche permettant de vérifier la cohérence de la conception du réacteur au regard des différentes lignes de défense en profondeur est présentée dans le RPS. Ces éléments ont été mis à jour dans le rapport de sûreté remis avec la demande d'autorisation de mise en service.

Les ESPN constituent une thématique importante pour les réacteurs à eau sous pression. L'examen de la conception détaillée des équipements sous pression nucléaires est réalisé dans le cadre de leur évaluation de conformité.

Examen technique des études de conception

L'examen de la conception détaillée est réalisé par l'ASN, avec l'appui technique de l'IRSN, sur la base d'un examen documentaire des éléments transmis par EDF dans le cadre d'échanges soit préliminaires au dépôt du dossier de demande d'autorisation de mise en service, soit postérieurement à ce dépôt, sur la base des éléments de ce dossier.

De 2013 à 2015, l'ASN et l'IRSN ont ainsi examiné la conception détaillée des systèmes de sauvegarde du réacteur et de systèmes supports à ces systèmes de sauvegarde. Par ailleurs, sur cette période, l'instruction des méthodes d'études et des règles définies pour réaliser les études des transitoires incidentels et accidentels s'est poursuivie.

Entre 2014 et 2018, sept réunions du GPR ont été dédiées à Flamanville 3. Elles ont été consacrées aux études probabilistes de sûreté de niveau 1, aux principes de classement de sûreté, à l'adéquation entre les moyens de conduite du réacteur et l'organisation de l'équipe de conduite, aux accidents graves et à leurs conséquences radiologiques, à la conception des systèmes de sûreté et la protection contre les effets des agressions internes et externes, à l'examen du rapport de sûreté et à la sûreté des opérations d'entreposage et de manutention d'assemblages de combustible.

Contrôle de la qualité des études de conception

En complément de l'examen technique d'études de conception détaillée, l'ASN a mené de 2013 à 2018 des inspections dans les services d'ingénierie en charge de la réalisation des études de conception détaillées et de leur surveillance.

L'ASN a constaté, lors de ses inspections, que l'organisation mise en place dans les différents services d'EDF, au niveau de l'ingénierie ou au niveau des équipes en charge de la surveillance des activités réalisées par ses prestataires, était globalement satisfaisante.

18.3.4.1.2 Contrôle des activités de construction et d'essais de démarrage du réacteur n° 3 de Flamanville

L'ASN réalise chaque année, avec l'appui de l'IRSN, des inspections sur le chantier de construction du réacteur n° 3 de Flamanville (cf. tableau 7).

Les enjeux du contrôle de la construction, des essais de démarrage et de la préparation au fonctionnement du réacteur n° 3 de Flamanville sont multiples pour l'ASN. Il s'agit :

- de contrôler la qualité d'exécution des activités de fabrication des équipements en usine et sur site, et de réalisation de l'installation de manière proportionnée aux enjeux de sûreté, de radioprotection et de protection de l'environnement, afin de pouvoir se prononcer sur l'aptitude de l'installation à répondre aux exigences définies ;
- de veiller à ce que les différents acteurs tirent le retour d'expérience de la phase de construction et de réalisation des essais de démarrage ;
- de s'assurer que le programme des essais de démarrage est complet, que les essais sont correctement mis en œuvre et que les écarts qu'ils mettent en évidence sont traités ;
- de veiller à ce que l'exploitant prenne les mesures nécessaires à la bonne préparation des équipes en charge du fonctionnement de l'installation après sa mise en service.

Tableau 7 : Inspections réalisées sur le site de construction du réacteur n° 3 de Flamanville

Année	Inspections réalisées	Principaux thèmes
2016	20	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	20	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	20	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.

De façon générale, l'ASN considère que l'organisation mise en place pour la préparation de l'exploitation et la réalisation des essais de démarrage est globalement satisfaisante en 2018. EDF doit encore faire évoluer ses pratiques en matière de réalisation des essais de démarrage pour qu'ils soient réalisés dans les conditions prévues et pour documenter les justifications associées à leur représentativité.

L'ASN poursuivra son action de contrôle sur ces thèmes, en particulier sur la préparation de l'exploitation, les essais de démarrage et la mise en conformité des circuits secondaires principaux.

18.3.4.1.3 Contrôle de la fabrication des ESPN

Ce point est développé dans le § 18.2.

18.3.4.2 Le contrôle de la construction pour les réacteurs RJH et ITER

Afin de faciliter le contrôle de la construction du RJH et d'ITER, et en application des décisions du 27 mai 2011 et du 12 novembre 2013 mentionnées au § 18.3.3, le CEA et ITER Organization (IO) transmettent mensuellement la liste des écarts détectés sur le chantier et trimestriellement un rapport d'avancement du projet. Ces documents permettent d'identifier les activités ou points particuliers que l'ASN estime nécessaire d'intégrer à ses contrôles, par sondage. Les inspections réalisées par l'ASN traitent majoritairement de la construction-conception et de la surveillance des intervenants extérieurs par l'exploitant.

Le contrôle et les inspections d'ITER sont réalisés par l'ASN selon les mêmes dispositions que pour les autres INB du territoire français. Un programme cadre portant sur les inspections et le contrôle a été établi entre l'ASN et IO conformément aux dispositions prévues par l'article 3 de l'accord entre le Gouvernement de la République française et l'Organisation internationale ITER, publié par le décret n° 2008-334 du 11 avril 2008. Compte tenu du caractère international du projet ITER, cet accord prévoit notamment des contrôles au sein des agences domestiques étrangères représentatives de chacun des pays membres. Au titre de la réglementation française, ces agences sont des intervenants extérieurs de l'exploitant nucléaire IO, qui financent de nombreux équipements et contractent avec des fournisseurs. Cette organisation particulière du projet rend ainsi très complexe la surveillance de la chaîne d'intervenants extérieurs par l'exploitant. Ce point a fait l'objet de demandes récurrentes de l'ASN, après plusieurs constats de défaillance dans la prise en compte et la diffusion des exigences de sûreté définies par IO. Les dernières inspections de l'ASN mettent globalement en évidence une amélioration significative de l'appropriation d'une culture de sûreté partagée par l'ensemble de la chaîne de sous-traitance.

Globalement, l'ASN juge que l'organisation du chantier de construction du RJH est rigoureuse, depuis son décret en 2009. En outre, l'ASN constate que le système de traitement des non-conformités entre le CEA et la maîtrise d'œuvre est jugé opérationnel et efficace. Toutefois, l'exploitant a rencontré plusieurs difficultés techniques ou non-conformités notables durant la construction du réacteur, engendrant ainsi des décalages sur le planning. Le traitement de ces non-conformités par le CEA et son maître d'œuvre, ainsi que la surveillance du CEA sur ses prestataires, sont jugés satisfaisants par l'ASN.

19. 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 La mise en service d'une INB

19.1.1 Les demandes de l'ASN

La mise en service correspond à la première mise en œuvre de matières radioactives dans l'installation.

En application de l'article R593-35 du code de l'environnement, l'introduction du combustible nucléaire dans le périmètre de l'installation et le démarrage de cette dernière sont soumis à l'autorisation de l'ASN. L'exploitant doit adresser à l'ASN, un an avant la date prévue pour la mise en service, et 6 mois avant l'introduction du combustible dans le périmètre INB, un dossier comprenant :

- le rapport de sûreté (RDS) ;
- les règles générales d'exploitation (RGE) ;
- une étude sur la gestion des déchets de l'installation ;
- le plan d'urgence interne (PUI) ;
- le plan de démantèlement ;
- la mise à jour de l'étude d'impact de l'installation.

Après avoir vérifié que l'installation respecte les objectifs et les règles définis par la réglementation, l'ASN autorise la mise en service de l'installation et communique cette décision au ministre chargé de la sûreté nucléaire et au préfet.

Avant le déroulement ou l'achèvement de la procédure d'autorisation, une mise en service partielle peut toutefois être autorisée par décision de l'ASN pour une durée limitée dans les cas suivants :

- réalisation d'essais particuliers de fonctionnement de l'installation nécessitant l'introduction de matières radioactives dans celle-ci ;
- arrivée de combustible nucléaire dans le périmètre d'un réacteur avant le premier chargement en combustible de ce réacteur (cf. § 19.1.4.1).

La décision autorisant la mise en service fixe le délai dans lequel l'exploitant doit présenter à l'ASN un dossier de fin de démarrage de l'installation comprenant :

- un rapport de synthèse sur les essais de démarrage de l'installation ;
- un bilan de l'expérience d'exploitation acquise ;
- une mise à jour des documents constituant la demande de mise en service.

19.1.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

19.1.2.1 Mise en service

En complément des contrôles et essais appropriés menés en usine ou sur des installations spécifiques d'essai, les essais "de démarrage" sont réalisés sur les équipements installés sur site pour vérifier le respect de leurs exigences fonctionnelles. Ils constituent une étape de transition vers l'exploitation normale des différents systèmes composant le réacteur.

Les essais de démarrage sont constitués :

- des essais pré-opérationnels, qui comprennent :
 - o 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 ;
 - o 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.

Les essais de démarrage suivent les programmes de principe d'essais qui précisent, par système élémentaire ou par famille d'essais, le but et la liste des essais à réaliser, ainsi que les critères à respecter.

Pendant les périodes d'essais d'ensemble de démarrage, une organisation est mise en place pour permettre aux parties prenantes d'exercer pleinement leurs rôle et responsabilités :

- le groupe opérationnel de démarrage (GOD) a pour missions la planification et la coordination des travaux et essais à court et moyen termes. Il se réunit périodiquement et, en principe, chaque jour lorsque la densité des essais programmés le justifie ;
- la commission d'essais sur site (CES) a pour rôle principal, à différentes étapes du déroulement des essais d'ensemble de démarrage, de s'assurer que les objectifs définis par le programme d'essais de démarrage ont bien été atteints et permettent d'engager la phase suivante, selon des

dossiers d'essais complets et à jour, et sous couvert, le cas échéant, de l'obtention des accords nécessaires.

Préparation de l'exploitation de l'EPR de Flamanville 3

Une unité d'exploitants basée à Flamanville 3 mène les travaux préparatoires à l'exploitation du futur réacteur.

Le site se prépare à l'exploitation afin d'atteindre les meilleurs niveaux internationaux, en utilisant les référentiels AIEA et WANO comme leviers, en relation avec les autres exploitants EPR.

Le site met en place les fondamentaux de sûreté et développe la culture sûreté du personnel.

Une filière indépendante de sûreté est en place. Elle veille à la qualité des activités réalisées sur l'unité et met en œuvre annuellement un programme d'audits et vérifications. Le site poursuit sa contribution à l'élaboration du référentiel d'exploitation, en particulier des RGE, en lien avec le concepteur, en s'assurant de leur applicabilité avec l'aide d'experts Facteurs Humains.

L'élaboration de la documentation d'exploitation et de maintenance, démarrée en 2010, touche à sa fin, avec la rédaction des programmes optimisés de maintenance et l'initialisation des bases de données servant à la programmation pluriannuelle et à la réalisation des activités d'exploitation.

Le processus de transfert des systèmes élémentaires du constructeur vers le futur exploitant est engagé depuis plusieurs années et s'appuie sur des contrôles détaillés.

Un premier exercice de réception à blanc de combustible neuf a été réalisé fin 2015.

Le premier bâtiment industriel (station de pompage) a été transféré à l'exploitant.

Depuis début 2017, les équipes de conduite partiellement grées sont en quart en salle de commande 24h/24h. Elles assurent l'exploitation des systèmes transférés, la surveillance de l'installation et contribuent aux essais de démarrage. Par ailleurs, le « service conduite » réalise toutes les consignations du chantier.

Toutes les astreintes techniques ont été grées au moment du basculement des équipes de conduite en quart. Le service maintenance réalise les interventions sur les matériels transférés.

Les premiers exercices mettant en œuvre l'organisation de crise définitive, intégrant le retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, ont été réalisés en 2018 au CCL.

La préparation de l'exploitation se poursuit en 2019 autour de :

- la mise en place du Leadership Sûreté de l'exploitant sur le site ;
- la finalisation de la documentation d'exploitation ;
- une participation aux essais de démarrage, en particulier les essais à chaud, en collaboration étroite avec le concepteur ;
- la poursuite de la prise en main de l'exploitation de l'installation au fur et à mesure des transferts ;
- la fiabilisation des interventions sur l'installation ;
- la préparation des jalons dimensionnant de démarrage, notamment l'arrivée et le chargement du combustible,
- les partages d'expérience avec les autres exploitants d'EPR et la prise en compte du REX international des sites en démarrage (WANO et AIEA).

19.1.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

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 dans le respect de leurs exigences définies.

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.

19.1.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN

19.1.4.1 Les réacteurs électronucléaires

Le 19 mars 2015, EDF a transmis à l'ASN la demande d'autorisation de mise en service de Flamanville 3. L'ASN a mené avec l'IRSN, son appui technique, un examen préliminaire de cette demande pour vérifier si elle comportait les pièces exigées par la réglementation et si elle présentait les informations permettant une instruction technique complète. À l'issue de cet examen préliminaire, l'ASN a estimé que des informations supplémentaires devaient être apportées pour que l'ASN puisse statuer sur l'éventuelle autorisation de mise en service de Flamanville 3. Les compléments demandés concernaient notamment la conformité au dossier déposé de l'installation telle que réalisée, le dimensionnement des systèmes ou les études d'accident.

L'ASN a cependant engagé l'instruction technique détaillée du dossier sur les sujets sur lesquels peu d'éléments manquaient, comme indiqué au § 18.3.4.1.

Par ailleurs, le 19 mars 2015, l'ASN a reçu la demande d'autorisation de mise en service partielle de Flamanville 3, nécessaire pour l'introduction du combustible dans le périmètre de l'installation et réaliser certains tests (introduction de vapeur contenant du tritium dans certains circuits du réacteur pour préparer et réaliser les essais à chaud du circuit secondaire).. Un examen préliminaire de ce dossier a été réalisé par l'ASN, qui a conclu que certains compléments étaient nécessaires, notamment pour l'évaluation des risques et nuisances qui pourraient résulter des essais utilisant des gaz traceurs radioactifs pour vérifier le bon fonctionnement de certains équipements de traitement des effluents.

En juin 2017, l'ASN a reçu des versions mises à jour des dossiers de demande d'autorisation de mise en service et de mise en service partielle. Des éléments restent manquants pour que l'ASN soit en mesure de prendre position sur le dossier de demande d'autorisation de mise en service. En particulier, l'ASN a formulé en 2018 des demandes de compléments sur les règles générales d'exploitation.

L'ASN poursuivra le contrôle de la mise en place des équipements, de la préparation et de la réalisation des essais de démarrage et de la préparation des différents documents supports à l'exploitation. Les contrôles des inspecteurs de la sûreté nucléaire resteront soutenus.

L'ASN poursuivra l'instruction de la demande d'autorisation de mise en service et prendra position sur la demande de mise en service partielle en vue de l'arrivée sur le site du combustible nucléaire.

L'ASN poursuivra enfin l'instruction du traitement des écarts affectant les soudures des circuits secondaires principaux et les évaluations de conformité des équipements sous pression nucléaires les plus importants pour la sûreté.

19.1.4.2 Les réacteurs de recherche

La réglementation s'appliquant de la même manière à toutes les installations nucléaires, les réacteurs de recherche sont soumis aux mêmes règles pour leur mise en service qu'un réacteur électronucléaire.

Concernant le réacteur RJH, le CEA a déposé le 20 mars 2017 une demande de modification du décret d'autorisation de création du réacteur, visant à prolonger le délai de sa mise en service. L'instruction de cette demande de report de mise en service est en cours d'instruction par l'ASN, en lien avec le ministère de la Transition écologique et solidaire.

La mise en service d'ITER est quant à elle prévue pour 2035.

19.2 Le domaine d'exploitation des INB

En vue de la mise en service d'une INB, l'exploitant adresse à l'ASN un dossier comprenant notamment les RGE décrivant les conditions d'exploitation, en traduisant les hypothèses initiales et les conclusions des études du rapport de sûreté en règles opérationnelles. La mise en œuvre de ce recueil de règles est autorisée par l'ASN avant la mise en service de l'installation. Toute modification des règles précitées est déclarée à l'ASN, et, si ladite modification a une incidence sur le niveau de sûreté de l'installation, est soumise à l'autorisation de l'ASN avant sa mise en œuvre.

19.2.1 Les demandes de l'ASN

19.2.1.1 Les demandes de l'ASN pour les réacteurs électronucléaires

Les règles générales d'exploitation (RGE) encadrent le fonctionnement des réacteurs électronucléaires. 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. Elles fixent les limites et conditions d'exploitation de l'installation.

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.

Les modifications des STE de nature à affecter les intérêts protégés font l'objet, selon leur importance, soit d'une demande d'autorisation auprès de l'ASN, soit d'une déclaration à l'ASN, préalablement à leur mise en œuvre.

19.2.1.2 Les demandes de l'ASN pour les réacteurs de recherche

Le périmètre couvert par les RGE pour les installations de recherche est le même que celui pour les réacteurs électronucléaires. Les dispositions qui y sont définies restent proportionnées aux enjeux de sûreté et prennent en compte la particularité de fonctionnement de certains de ces réacteurs qui fonctionnent un très faible nombre d'heures divergé par an lors des expérimentations (réacteur Cabri).

Le processus réglementaire pour accorder aux exploitants la mise en œuvre de modifications de RGE est le même que pour les réacteurs électronucléaires, qui est présenté précédemment. Par ailleurs, des

exploitants de réacteurs de recherche utilisent également la disposition réglementaire qui prévoit la possibilité de dispenser un exploitant de la procédure de déclaration des modifications de ses installations pour des opérations d'importance mineure.

19.2.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

Pour chaque domaine d'exploitation, les STE définissent les limites des paramètres physiques à respecter ainsi que les fonctions de sûreté qui doivent être disponibles, permettant de rester dans le cadre de la démonstration de sûreté.

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. On passe du domaine d'exploitation initial à l'état de repli en appliquant les procédures d'exploitation normale.

Les modifications des STE à enjeu sûreté important sont soumises à autorisation de l'ASN.

Les modifications des STE à enjeu sûreté mineur, selon une liste de critères d'éligibilité fixés par une décision de l'ASN, font l'objet d'un processus de contrôle interne par EDF, puis sont déclarées à l'ASN avant mise en application.

19.2.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

19.2.3.1 Les réacteurs du CEA

L'exploitation des réacteurs de recherche repose sur les RGE qui complètent le rapport de sûreté pour la partie exploitation. L'étude sur la gestion des déchets et le PUI, au niveau du centre, complètent les règles générales d'exploitation.

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.

Des modifications temporaires des RGE peuvent être demandées à l'ASN sur la base d'une analyse de sûreté approfondie et d'un dossier de justification.

Un système de déclaration a été mis en place pour les opérations respectant les critères définis par la décision de l'ASN n° 2017-DC-0616 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 30 novembre 2017 relative aux modifications notables des INB.

Les dispositifs expérimentaux conçus et exploités dans les installations répondent de la même manière à des exigences de sûreté définies. Une analyse de sûreté complète, prenant en compte le référentiel de sûreté du réacteur, doit démontrer que les risques ont été pris en compte et que la sûreté globale est maîtrisée.

Un guide de conception technique rédigé par la DSSN définit les règles de conception et de construction, et de l'analyse de sûreté des dispositifs expérimentaux. Il permet notamment de déterminer le niveau des exigences de sûreté et les dispositions techniques à retenir au regard des enjeux de sûreté.

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

L'exploitation du RHF repose également sur le respect de ses RGE. Le réacteur dispose par ailleurs de sa propre étude sur la gestion des déchets et de son propre PUI, bien qu'il partage des moyens communs avec le centre CEA de Grenoble. Les règles d'exploitation sont complétées avec des procédures et consignes. L'exploitation du réacteur doit être faite selon les règles mentionnées précédemment et l'ILL doit veiller à ce que les prestataires s'y conforment également.

19.2.4 Le contrôle et l'analyse de l'ASN

19.2.4.1 Le contrôle et l'analyse de l'ASN pour les réacteurs électronucléaires

Lors de ses inspections dans les centrales nucléaires, l'ASN vérifie que l'exploitant respecte les STE 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 STE et la formation des acteurs en charge de leur application.

La maîtrise des activités d'exploitation est globalement satisfaisante.

Bien que quelques cas ponctuels de non-conformités aux STE résultent de problèmes de matériels, les non-conformités les plus fréquentes trouvent leur origine dans des défaillances humaines ou dans l'organisation de l'exploitation. Une part importante de ces événements entraîne des indisponibilités de systèmes importants pour la sûreté. L'ASN a noté ces dernières années les actions mises en œuvre par EDF pour remédier à ces non-conformités.

19.2.4.2 Le contrôle et l'analyse de l'ASN pour les réacteurs de recherche

Des inspections sont également menées dans les réacteurs de recherche sur le thème de la rigueur d'exploitation. Elles portent principalement sur l'examen de l'organisation mise en œuvre et le contrôle par sondage du respect des conditions de fonctionnement et de la réalisation des essais périodiques. Si la gestion des opérations de maintenance et les essais périodiques, ainsi que le suivi du référentiel d'exploitation sont satisfaisants dans les réacteurs de recherche, des axes d'amélioration subsistent au niveau des facteurs humains et organisationnels (FOH), et de la surveillance des activités menées par des intervenants extérieurs.

19.3 Procédures d'exploitation, de maintenance, d'inspection et de test

19.3.1 Les demandes de l'ASN

L'arrêté INB définit les responsabilités de l'exploitant d'une installation nucléaire ainsi que les éléments importants pour la protection (EIP). Ces EIP doivent faire l'objet d'une qualification représentative des exigences auxquelles ils doivent satisfaire. La pérennité de leur qualification est conditionnée par la mise en œuvre de dispositions d'études, de construction, d'essais, de contrôle et de maintenance adaptées.

Les réacteurs électronucléaires et de recherche doivent être exploités conformément aux RGE (cf. § 19.2).

19.3.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

19.3.2.1 Contrôles et essais

Les essais périodiques ont pour objectif de vérifier, durant toute l'exploitation du réacteur, avec un degré de confiance suffisant :

- la disponibilité des matériels et des systèmes classés de sûreté ;
- le respect des hypothèses choisies pour les conditions de fonctionnement prises en compte dans les études d'accidents du rapport de sûreté.

Les essais périodiques décrits dans le chapitre IX des RGE concernent les équipements importants pour la protection liés aux accidents radiologiques (EIPS) de l'installation nucléaire. Les systèmes contenant des EIPS font l'objet d'une note d'analyse d'exhaustivité. Celle-ci vise à déterminer l'ensemble des contrôles nécessaires pour s'assurer de la disponibilité des matériels et de leur aptitude à remplir leur fonction. Les règles d'essais périodiques et les tableaux récapitulatifs associés sont soumis à l'ASN.

La réalisation satisfaisante des programmes d'essais périodiques des RGE est une des conditions qui permettent de déclarer que les matériels et systèmes sont disponibles conformément à la définition de la disponibilité donnée dans les STE. Dans le cas contraire, le matériel concerné doit être déclaré indisponible.

Les critères d'essais de sûreté tiennent compte explicitement des incertitudes de mesures.

Les programmes d'essais sont mis à jour avec les évolutions de l'installation, notamment à l'occasion des réexamens périodiques

19.3.2.2 Maintenance

La politique de maintenance d'EDF relative au parc nucléaire en fonctionnement est structurée de façon à fiabiliser les matériels et systèmes, pour garantir, pendant toute la vie de l'installation, que les EIP sont en capacité 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, conformément à son dossier d'autorisation de création.

Organisation de la maintenance

Les matériels et les systèmes élémentaires EIP pour lesquels il est décidé de réaliser des « programmes de base de maintenance nationaux » sont identifiés à partir des enjeux du Parc (sûreté, radioprotection, environnement, réglementation, patrimoine, disponibilité, coûts, sécurité).

Ces programmes de base de maintenance nationale spécifient la nature et la consistance des tâches et la périodicité des activités de maintenance préventive. Ils suivent un processus d'amélioration continue basé sur le retour d'expérience d'exploitation des systèmes, structures et composants.

Lorsqu'un matériel ou un système élémentaire EIP n'est pas identifié « à forts enjeux », il ne fait pas nécessairement l'objet de prescriptions nationales. Néanmoins, les enjeux locaux peuvent conduire chaque centrale nucléaire à définir, en s'appuyant sur son organisation qualité et son analyse du REX, les programmes locaux de maintenance préventive complémentaires aux éventuelles prescriptions décidées par la direction de la DPN, qu'elle juge nécessaire.

La maintenance préventive contribue au respect des exigences réglementaires et des intérêts protégés, au maintien de la fiabilité et à la durée de vie des systèmes, structures et composants.

Programmation des activités de maintenance

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 planifiées dans le respect des conditions prévues au titre des RGE.

Maîtrise de la réalisation des activités de maintenance

Les activités de maintenance identifiées comme importantes pour la protection des Intérêts Protégés, au sens de l'arrêté INB, 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 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, d'une modification ou d'un événement d'exploitation,
- 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.

Risque de fraudes et de contrefaçons (CFSI)

Depuis l'affaire des dossiers « barrés » de 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,
- 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, 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.

Retour d'expérience

Un processus de REX est organisé au niveau local et au niveau national, au travers de dispositifs et d'instances permettant un traitement des données collectées (constats, événements, données d'exploitation,...). Il est valorisé dans le cadre du suivi des performances des matériels pour améliorer les référentiels et les pratiques de maintenance.

Maîtrise du vieillissement

Au titre de la défense en profondeur, à partir de la préparation des 3^{èmes} réexamens périodiques, un programme d'analyse des modes de vieillissement de certains EIP est mis en place, intégrant notamment

le retour d'expérience d'exploitation et l'état des connaissances. Son objectif est de vérifier le caractère suffisant des dispositions d'exploitation et de maintenance pour maîtriser le vieillissement des EIP.

Approvisionnement des pièces de rechange

Le processus d'approvisionnement des matériels et pièces de rechange participe à la pérennité de la qualification des EIP. Il vise à fournir des matériels identiques au matériel à remplacer, l'exception à cette règle étant la prise en compte de l'obsolescence ou du REX. Ce processus s'appuie sur un système de management de la qualité et des exigences contractuelles qui permettent de garantir une réponse logistique et technique adaptée aux besoins en matériels et pièces de rechange des sites.

Dans ce cadre et pour ne pas remettre en cause la conception initiale en assurant l'interchangeabilité, tant du point de vue fonctionnel, dimensionnel, fiabilité que résistance, l'approvisionnement des pièces de rechange fait l'objet :

- de spécifications et conditions techniques contractuelles qui respectent les exigences de conception des matériels, les exigences réglementaires, les exigences relatives à la qualité, la codification et les spécifications techniques internes à EDF ;
- de surveillance, de traçabilité et de documentation des fabrications, dans le respect des prescriptions qui fixent les exigences relatives à l'assurance de la qualité, la surveillance de la mise en œuvre, les règles d'identification des matériels et pièces de rechange livrés, les documents à fournir en fonction du contrat et les règles de leur transmission ;
- de conditions de stockage garantissant la qualité des pièces de rechange jusqu'à leur utilisation ultérieure.

19.3.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

19.3.3.1 Les réacteurs du CEA

Un ensemble de procédures et de consignes, gérées par les services concernés, 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 conçus et exploités dans les installations répondent de la même manière à des exigences de sûreté très strictes.

Afin de vérifier le bon fonctionnement des éléments importants pour la sûreté de chaque installation et d'assurer leur disponibilité, des contrôles et essais périodiques sont réalisés sur ces matériels et systèmes. Leur fréquence est précisément définie et peut être calendaire ou événementielle.

La réalisation satisfaisante de ces essais, conformément à leur fréquence prévue, permet de déclarer que les éléments concernés sont disponibles. L'entretien systématique a pour but de se prémunir contre les défaillances de ces matériels et de les maintenir dans un état permettant d'assurer leur fonction avec les performances requises. Cette maintenance préventive est réalisée périodiquement, de même que les contrôles et essais périodiques, 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.

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

Les mesures prises pour le réacteur de l'ILL sont similaires à celles des réacteurs du CEA.

19.3.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN

19.3.4.1 Réacteurs électronucléaires

19.3.4.1.1 Exploitation des réacteurs

Sur les dernières années plusieurs activités ont été à l'origine d'événements significatifs dont les causes profondes sont multiples et cumulatives. Parmi celles-ci, l'ASN note des défauts de préparation des activités qui ne permettent pas aux acteurs une appropriation suffisante des risques induits par l'activité ou de la documentation afférente.

Concernant les essais périodiques, les efforts en matière de maîtrise de planification, de préparation et de réalisation doivent être maintenus. L'analyse préalable de l'opération ainsi que l'interprétation des résultats obtenus doivent être renforcés. Enfin, l'ASN considère que le processus mis en œuvre par EDF pour statuer *a posteriori* sur la validité des essais doit être renforcé pour susciter une attitude interrogative.

En outre, les réexamens périodiques des réacteurs électronucléaires peuvent être à l'origine de modifications des exigences de qualification de plusieurs matériels, du fait d'une extension du périmètre de la démonstration de sûreté ou d'une réévaluation des niveaux de contraintes auxquelles ces matériels sont susceptibles d'être confrontés.

Les inspections réalisées et les écarts détectés montrent que la conformité des installations à leur référentiel de sûreté doit être renforcée : sa maîtrise constituera donc un axe majeur de contrôle de l'ASN en 2019, notamment lors des vérifications de conformité des réacteurs.

L'instruction des autorisations de modifications notables des installations présentées par EDF permet à l'ASN d'exercer un contrôle *a priori* des dispositions prises par EDF pour garantir la pérennité de la qualification des équipements et matériels modifiés. Ce contrôle s'effectue sur la base des documents justificatifs exigés par la décision de l'ASN n° 2017-DC-0616 du 30 novembre 2017 relative aux modifications notables des INB. Les évolutions de méthode de qualification des équipements et matériels sont instruites dans ce cadre.

Les inspections que l'ASN mène chez les fournisseurs d'EDF, dans les centres d'ingénierie d'EDF et dans les centrales nucléaires visent également à contrôler que les biens et services produits et construits répondent aux exigences définies, notamment celles relatives à la qualification des matériels. Les écarts éventuels et leur cumul font systématiquement l'objet d'une évaluation de leurs effets sur la sûreté de l'installation, dans le cadre du processus que l'ASN met en œuvre pour délivrer l'autorisation de redémarrage du réacteur après renouvellement du combustible.

19.3.4.1.2 Les activités de maintenance

Sur la période 2017-2018, l'ASN a constaté que la qualité de réalisation des activités de maintenance doit encore être améliorée, notamment en raison de la persistance d'un nombre élevé de défauts de qualité de maintenance. Un manque d'attitude interrogative et de proactivité dans la mise en œuvre d'actions correctives adaptées est trop souvent observé pour l'identification et le traitement d'écarts liés à des activités de maintenance.

L'ASN note toujours des défauts de maîtrise des activités dus à des difficultés dans l'approvisionnement des pièces de rechange, en particulier à cause de pièces de rechange non disponibles ou non conformes, mais la tendance à une légère amélioration observée en 2017 s'est confirmée en 2018.

L'ASN observe également régulièrement un manque de rigueur dans les actions de contrôle technique des interventions et de surveillance des prestataires, ainsi que des déficiences dans la traçabilité et la fiabilisation des interventions. Ces difficultés sont plus particulièrement rencontrées lors des activités non planifiées, telles que le traitement d'aléas.

La gestion du maintien de la qualification des équipements aux conditions accidentelles doit encore être améliorée, en particulier pour l'intégration par les sites des documents prescriptifs, en raison de documents opérationnels inadaptés ou mal appliqués. Les opérations de requalification des équipements après des travaux de maintenance ne permettent pas toujours de détecter une mauvaise réalisation des travaux. En conséquence, les phases de redémarrage des réacteurs sont trop souvent l'occasion de détecter des défauts de qualité de maintenance, ce qui peut prolonger de manière significative ces phases.

La méthode de maintenance, AP-913 (cf. § 19.3.2.2) déployée dans par EDF est de nature à permettre à l'exploitant de disposer d'une meilleure connaissance de l'état de ses installations et d'en assurer une maintenance plus régulière. L'ASN constate que la plupart des sites ont réussi à s'organiser pour mener à bien des opérations de maintenance conséquentes, comme par exemple la préparation et la réalisation des réexamens périodiques qui mobilisent fortement leurs ressources, notamment les plus expérimentées, en raison des phases de maintenance particulièrement intenses.

Dans la perspective de la poursuite du fonctionnement des réacteurs, du programme « grand carénage » et du retour d'expérience de l'accident de Fukushima, l'ASN considère important qu'EDF poursuive ses efforts engagés pour remédier aux difficultés rencontrées et pour améliorer l'efficacité de ses activités de maintenance.

19.3.4.1.3 L'état des matériels et équipements

Les différents programmes de maintenance mis en œuvre par l'exploitant contribuent à maintenir les matériels des centrales nucléaires dans un état globalement satisfaisant.

La première barrière (gaine du combustible)

L'état de la première barrière de confinement est globalement satisfaisant pour la plupart des centrales nucléaires.

L'ASN a noté que les progrès constatés en 2017 se sont poursuivis en 2018 en ce qui concerne le risque d'introduction de corps étrangers dans le circuit primaire. À titre d'exemple, plusieurs sites ont mis en place des formations à l'attention des intervenants extérieurs, ces formations étant un prérequis aux interventions. L'ASN relève encore toutefois de manière récurrente, malgré ces progrès, la présence de corps étrangers dans les circuits primaires et maintiendra donc son attention sur cette thématique en 2019.

Les cas de blocages récurrents de grappe de commande, rencontrés lors de leur manœuvre ou de leur chute en 2017 et 2018 sur certains réacteurs de 1300 MWe, en raison de l'usure des manchettes thermiques des couvercles de cuve, ont conduit EDF à lancer un programme de contrôle sur l'ensemble des réacteurs et à remplacer les manchettes thermiques les plus usées. Tant que ces contrôles, qui doivent être réalisés lors des arrêts de réacteur, ne sont pas réalisés, des restrictions d'exploitation sont mises en place à la demande de l'ASN.

Enfin, concernant la fabrication des assemblages de combustible, l'ASN poursuit ses inspections, notamment à la suite des anomalies rencontrées en 2017 relatives au MOX (présence d'îlots enrichis en plutonium de grande taille) et aux gaines de combustible (anomalies de contrôles de conformité des gaines). La déclaration par EDF d'un événement significatif pour la sûreté nucléaire relatif à un phénomène de remontée de flux neutronique en bas de colonne fissile des assemblages de combustible MOX a conduit l'ASN à demander à EDF en 2018 de caractériser la perte de marge vis-à-vis de l'intégrité

de la première barrière et de mettre en place des mesures compensatoires dans l'attente du déploiement d'une modification de la conception de ces assemblages. L'ASN sera attentive au déploiement de ces mesures, ainsi qu'à leur efficacité.

Les équipements sous pression et la deuxième barrière

La situation des ESPN en service dans les réacteurs de puissance d'EDF en fonctionnement est globalement satisfaisante, bien que quelques difficultés, détaillées ci-dessous, aient fait l'objet d'une attention particulière de l'ASN depuis 2016.

Les exigences de la réglementation, notamment en ce qui concerne les interventions, le traitement des défauts, les visites et les requalifications périodiques des circuits primaires et circuits secondaires principaux, sont respectées dans leur ensemble.

La découverte en 2011 de fissures attribuées au phénomène de corrosion sous contrainte sur une pénétration de fond de cuve (PFC) du réacteur n° 1 de Gravelines a conduit l'ASN à demander à EDF d'engager la réalisation des contrôles des PFC de l'ensemble des réacteurs. Une réparation de la PFC du réacteur n° 1 de Gravelines consistant à boucher de manière définitive le passage de la pénétration a été réalisée. Une autre indication a été détectée en 2016 sur une PFC du réacteur n° 3 de Cattenom. EDF examine actuellement un procédé de réparation ou d'élimination du défaut à mettre en œuvre.

Par ailleurs, la mise en évidence de zones présentant des ségrégations majeures positives de carbone sur les calottes de la cuve du réacteur EPR de Flamanville a amené l'ASN à interroger EDF sur l'existence de telles ségrégations dans les composants installés sur le parc en exploitation.

EDF a identifié certains fonds primaires de générateurs de vapeur fabriqués par Framatome dans son usine du Creusot et par le fabricant japonais Japan Casting and Forging Corporation (JCFC) comme pouvant présenter de telles ségrégations. Des mesures de carbone ont été réalisées *in-situ* et ont mis en évidence la présence de ségrégations de carbone sur 46 fonds primaires de générateurs de vapeur. Des examens non destructifs ont alors été réalisés afin de s'assurer de l'absence de défauts dans les zones concernées par les ségrégations de carbone et des mesures compensatoires d'exploitation ont été mises en œuvre. Un programme d'essai est actuellement en cours de réalisation afin de mieux caractériser l'ensemble des propriétés mécaniques des zones ségréguées.

Enfin, l'ASN a été particulièrement vigilante quant au niveau d'encrassement de certains générateurs de vapeur, qui a conduit dans certains cas à réaliser des nettoyages chimiques préventifs pour ces générateurs de vapeur.

La troisième barrière et le confinement

Gestion globale de la fonction de confinement

L'organisation mise en œuvre par EDF pour suivre les activités et systèmes susceptibles d'avoir un impact sur le confinement statique et dynamique des installations est globalement satisfaisante, même si celle-ci tarde parfois à être complètement formalisée. Si le maintien en état des systèmes dédiés fait l'objet de plusieurs actions par EDF, des améliorations sont encore attendues sur l'état du confinement de la troisième barrière et de ses constituants, notamment la maintenance des siphons de sol, ainsi que les éléments constitutifs des portes participant au maintien du confinement statique.

Les enceintes à simple paroi revêtue sur la face interne d'une peau d'étanchéité métallique

Les épreuves décennales des enceintes des réacteurs de 900 MWe réalisées depuis 2009 dans le cadre de leur troisième réexamen périodique n'ont pas mis en lumière de problème particulier susceptible de remettre en cause leur exploitation pour dix années supplémentaires, à l'exception du réacteur 5 de la

centrale nucléaire du Bugey. Ce dernier est désormais suivi régulièrement depuis qu'une évolution défavorable de l'étanchéité de son enceinte a été mise en évidence en 2011. Cette enceinte a fait l'objet d'une réparation en 2017.

Le vieillissement des enceintes des réacteurs de 900 MWe a été instruit par l'ASN avec l'appui de l'IRSN en 2018 et a été présenté au GPR lors d'une séance dédiée au vieillissement. Cette instruction a conclu que la propreté de la partie extérieure des enceintes doit être améliorée pour permettre de garantir l'absence de stagnation d'eau, de débris, de mousses et d'autres végétations.

Les enceintes à double paroi

Les résultats des épreuves des enceintes à double paroi réalisées lors des premières réexamens périodiques des réacteurs de 1300 MWe avaient permis de détecter une augmentation des taux de fuite de la paroi interne de certaines d'entre elles, sous l'effet combiné de déformations du béton et de pertes de précontrainte de certains câbles plus importantes qu'anticipées lors de la conception.

EDF a alors engagé d'importants travaux consistant à recouvrir localement, par un revêtement d'étanchéité en résine, l'intrados de la paroi interne des enceintes des réacteurs de 1300 MWe les plus affectés, mais aussi des réacteurs de 1450 MWe.

Les épreuves réalisées depuis ces travaux, lors des deuxièmes et troisièmes réexamens périodiques des réacteurs de 1300 MWe et des premiers réexamens périodiques des réacteurs de 1450 MWe, ont toutes respecté les critères de taux de fuite. Afin de s'assurer que le respect de ces critères sera maintenu dans le temps, EDF a décidé d'améliorer l'étanchéité de la paroi interne des bâtiments de ces réacteurs en mettant en œuvre des revêtements d'étanchéité sur leur extrados.

L'ASN reste vigilante sur l'évolution de l'étanchéité de ces enceintes et sur le maintien de l'efficacité des revêtements sur le long terme. L'efficacité de la fonction de confinement des réacteurs à double paroi a fait l'objet d'une instruction en 2013. L'ASN avait conclu que :

- au-delà de la surveillance satisfaisante de l'état du béton mise en place par EDF, des actions complémentaires de prévention ou de limitation des apports d'eau extérieurs devaient aussi être envisagées car il s'agit, en l'état actuel des connaissances, du principal moyen de préservation des enceintes, notamment vis-à-vis des pathologies de gonflement du béton ;
- EDF devait renforcer la surveillance en exploitation et l'inspection visuelle de certains points singuliers de ces enceintes (fourreaux, tampon d'introduction des matériels) ;
- le système d'instrumentation qui assure la fonction de contrôle en continu du taux de fuite de l'enceinte (Sexten) doit faire l'objet d'un classement de sûreté par EDF et d'un suivi en exploitation de son bon fonctionnement.

EDF a engagé des actions pour répondre à ces conclusions. L'ASN contrôle, notamment par des inspections, leur bonne mise en œuvre.

19.3.4.2 Réacteurs de recherche

Les activités de maintenance dans les réacteurs de recherche reposent sur des principes similaires que ceux développés dans les réacteurs électronucléaires. Au sein des réacteurs de recherche, les exigences définies pour la partie « contrôles et essais périodiques (CEP) et maintenance » sont intégrées dans le chapitre des RGE correspondant, et les programmes de maintenance associés.

Les équipements recensés subissent des contrôles et essais de bon fonctionnement au titre des CEP avec des exigences définies associées. Par ailleurs, certains équipements recensés font l'objet de maintenances préventives qui prennent en compte d'une part, les spécifications d'entretien du fabricant et d'autre part, le REX sur les équipements.

Des inspections régulières sont menées par l'ASN sur le thème « CEP et maintenance ». Sur la période 2016-2019, l'ASN constate globalement une bonne gestion de la maintenance des réacteurs de recherche, que ce soit au CEA ou à l'ILL. La réalisation, la gestion des plannings de maintenance, ou encore la traçabilité, sont jugés satisfaisants.

19.4 La gestion des incidents et accidents

19.4.1 Les demandes de l'ASN

Le domaine d'exploitation des installations nucléaires est fixé par les RGE, qui incluent les procédures de conduite en situation d'incident ou d'accident.

Les tests de résistance

Dans le cadre des tests de résistance, les procédures nécessaires à la gestion des situations qui vont au-delà du référentiel de dimensionnement ont été examinées. En outre, les procédures d'alerte et de conduite mises en œuvre sur les sites pour la protection vis-à-vis des inondations ont également été analysées.

19.4.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

Les paramètres d'exploitation sont mesurés en permanence et, en cas de dépassement des critères prédéfinis, les automatismes déclenchent une alarme en salle de commande afin que les opérateurs puissent analyser la situation et prendre les dispositions de conduite qui sont notamment imposées par les spécifications techniques d'exploitation (STE). L'analyse des alarmes et des grandeurs physiques peut conduire l'opérateur à un diagnostic d'entrée dans une procédure incidentelle.

À cet effet, l'ensemble des centrales nucléaires d'EDF en fonctionnement utilise aujourd'hui l'approche par état (APE), méthode de conduite qui permet de gérer tous les incidents ou accidents dits « thermo hydrauliques » simples ou multiples, cumulés ou non avec des pertes de systèmes, des pertes de sources électriques ou des défaillances humaines. Son objectif prioritaire est la prévention du risque de fusion du cœur.

Dans le cas hypothétique où cette dernière surviendrait, l'objectif prioritaire devient la sauvegarde du confinement. La stratégie de conduite est 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. Le Diesel d'Ultime Secours permet notamment de secourir électriquement l'instrumentation et les équipements permettant la mise en œuvre de la conduite en accident grave.

Les mesures existantes, et celles en cours de déploiement à la suite des tests de résistance, pour faire face aux risques identifiés lors d'une situation d'accident grave sont présentées ci-dessous :

- **Risque dû à la production d'hydrogène :**

Depuis fin 2007, l'ensemble des réacteurs d'EDF est équipé de recombineurs auto-catalytiques passifs (RAP) d'hydrogène. Ces recombineurs permettent de réduire le risque de combustion hydrogène à un niveau très faible, que ce soit dans le bâtiment réacteur, ou les bâtiments périphériques.

- **Risque de pressurisation lente de l'enceinte :**

En l'absence d'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte, le délai avant perte du confinement par dépassement des caractéristiques mécaniques de l'enceinte de confinement varie de un à plusieurs jours suivant les scénarios d'accidents. Ce risque est traité par un dispositif d'éventage-filtration de l'enceinte et une procédure de conduite associée permettant de maintenir sur le long terme son intégrité. L'ouverture de ce dispositif a lieu au plus tôt au-delà de 24 heures. Grâce à la filtration des produits à vie longue, l'ouverture de ce dispositif permet de limiter les conséquences radiologiques à long terme. En réponse à une prescription de l'ASN, EDF a réalisé une étude concernant les possibilités d'amélioration du dispositif d'éventage-filtration de l'enceinte (U5), incluant le réexamen du risque hydrogène et ses conséquences éventuelles, ainsi que la tenue au séisme. Les résultats ont été transmis fin 2013.

La mise en place d'un diesel mobile de préchauffage du dispositif U5, apporté par la force d'action rapide nucléaire (FARN) permet d'écarter le risque H₂ dans le filtre U5. Ce dernier sera renforcé au séisme maximal historiquement vraisemblable (SMHV).

En réponse à une prescription de l'ASN, EDF a retenu la mise en œuvre, à échéance des RP4 900 d'une disposition Noyau Dur, appelée EASu, permettant de préserver l'intégrité de l'enceinte de confinement sans ouverture du dispositif d'éventage. Cette disposition consiste à assurer, en phase de recirculation sur les puisards, le refroidissement de l'eau injectée en cuve par une pompe Noyau Dur, à l'aide d'une source froide ultime indépendante du système RRI (système de refroidissement intermédiaire)/SEC (circuit d'eau brute secourue qui assure le refroidissement du RRI) et de la source froide normale.

Des paniers de tétraborate de soude permettant de piéger également les iodes organiques dans l'enceinte sont installés sur les réacteurs non pourvus de grappes alliage Argent Indium Cadmium (AIC) des paliers 1300 MWe et 1450 MWe depuis fin 2017.

L'ensemble de ces dispositions permettra ainsi de limiter les conséquences à court et à long termes.

- **Risque de défaut d'étanchéité de l'enceinte de confinement :**

L'isolement de l'enceinte est systématiquement demandé (par des automatismes et par les documents de conduite accidentelle) avant l'entrée en accident grave et est ensuite confirmé à l'entrée en accident grave. Le secours sur une voie électrique (voie A) de l'isolement de l'enceinte par le Diesel d'Ultime Secours (DUS) est en phase finale de déploiement.

- **Risque d'échauffement direct de l'enceinte :**

Pour éviter un échauffement direct de l'enceinte (DCH), la conduite, dès l'entrée en accident grave sur les réacteurs en fonctionnement, demande de dépressuriser le circuit primaire par ouverture des lignes de décharge du pressuriseur. Une modification matérielle (intégration d'une commande bistable accessible depuis les locaux de relayage à partir d'un nouveau moyen mobile de sûreté autonome) pour fiabiliser l'ouverture et le maintien ouvert des soupapes, décidée avant l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, est en cours de réalisation sur l'ensemble des réacteurs à l'occasion des réexamens périodiques. Dans l'attente, les réacteurs où la modification n'était pas encore réalisée ont été équipés d'un moyen mobile de sûreté provisoire permettant l'ouverture des soupapes SEBIM du pressuriseur depuis le relayage.

- **Risque de retour en criticité :**

EDF a mené des études de réactivité pour analyser le risque de retour à la criticité pour différentes configurations de corium, compact ou fragmenté, en cuve ou dans le puits de cuve à la suite de l'injection d'eau. Ces études concluent que le risque de criticité est nul lorsque le corium est non fragmenté dans l'eau, ou écarté lorsque de l'eau borée est injectée à la concentration minimale en bore de la bêche.

Le GIAG interdisant l'injection d'eau non borée tant que le corium est en cuve, le risque de retour en criticité est écarté pour de telles configurations. Après la percée de la cuve, l'injection d'eau claire pourrait être envisagée après analyse et recommandation de l'équipe de crise. Le risque de retour en criticité est écarté à court terme mais il convient donc de disposer d'appoints en eau borée à long terme.

- **Risque de percée du radier :**

Le renoyage du corium en cuve, ou l'injection d'eau dans le puits de cuve par la cuve percée pour maintenir le corium noyé, permettent de limiter le risque de percée du radier, ou, à défaut, d'en retarder l'occurrence. Le GIAG définit les conditions d'injection d'eau, notamment vis-à-vis des risques de perte précoce du confinement.

À l'échéance des 4^{es} réexamens périodiques des paliers 900 MWe, au titre des prescriptions relatives au Noyau Dur, EDF mettra en place un dispositif permettant de prévenir la percée du radier en cas de fusion du cœur et de percée de la cuve. Ce dispositif est basé sur un étalement à sec du corium, suivi d'un renoyage passif du corium par l'eau des puisards. Cette stratégie permet, en outre, d'écarter tout risque d'interaction corium-eau et donc de perte de confinement.

En plus de ces dispositions de prévention du percement du radier, l'examen des parades à la dissémination de produits radioactifs par la « voie eau », c'est-à-dire une potentielle contamination des nappes d'eau souterraines lors d'un accident grave avec percement du radier a été réalisée. EDF a transmis fin 2012 une étude sur la mise en place de telles parades « voie eau » qui conclut que les dispositions envisageables présentent des incertitudes importantes en termes de faisabilité et d'efficacité et n'apporteraient que des gains minimes pour la sûreté. EDF considère que l'ensemble des modifications envisagées pour réduire encore le risque de fusion du cœur et celles envisagées pour prévenir le risque de percement du radier, permettront de conforter le caractère résiduel de ce risque. Ceci conduit EDF à privilégier la voie de la prévention du risque de percement du radier, qui permet de maintenir le corium dans le confinement.

En réponse à une prescription de l'ASN, EDF a déployé une modification concernant la mise en place de moyens redondants permettant de détecter le percement de la cuve et la présence d'hydrogène.

Faisabilité des actions immédiates du Guide d'Intervention en Accident Grave (GIAG)

Dans l'hypothèse d'un événement entraînant un accident grave sur une tranche et pouvant affecter le fonctionnement des autres unités du site, il convient de garantir, pour chaque réacteur, la faisabilité des actions nécessaires pour gérer leur situation dans la durée.

À cet égard, EDF a étudié l'adéquation des ressources, internes et externes, tant humaines que matérielles, et la capacité du système sociotechnique à gérer la situation du site et notamment les activités liées à la mise en œuvre des équipements du Noyau Dur (dont les actions immédiates du GIAG) et des équipements supplémentaires proposés à la suite des tests de résistance.

Habitabilité de la salle de commande

EDF a prévu de renforcer le secours électrique de la ventilation-filtration de la salle de commande par le Diesel d'Ultime Secours. En attendant cette mise en place, une modification a été réalisée pour permettre la réalimentation d'une file du système de ventilation (DVC/DCC) de la salle de commande par un diesel (Groupe électrogène d'ultime secours « GE LLS »).

Piscines de désactivation du combustible usé

L'amélioration de la sûreté de l'entreposage en piscine combustible a été examinée à plusieurs reprises par le Groupe Permanent avec l'examen de ce thème sur les paliers 900 MWe et 1300 MWe à l'occasion des troisièmes réexamens périodiques, et sur le palier N4 à l'occasion du premier réexamen périodique. Plusieurs modifications issues de l'examen de ce thème sont déjà intégrées sur les réacteurs en fonctionnement.

À titre d'exemple, les modifications suivantes permettent de renforcer la prévention des risques de vidange accidentelle :

- arrêt automatique des pompes PTR et isolement automatique de la ligne d'aspiration PTR sur atteinte du niveau très bas en piscine combustible,
- redimensionnement du casse-siphon de la ligne de refoulement PTR pour interrompre une vidange par siphonage initiée par une rupture guillotine de cette ligne.

À la suite de l'accident de Fukushima, des moyens matériels et organisationnels complémentaires, mis en œuvre dans le cadre du programme Post-Fukushima d'EDF, permettent de renforcer la prévention du découvrage des assemblages de combustible. Les principales modifications sont les suivantes :

- réalimentation en électricité des mesures de niveau Tout Ou Rien (TOR) de la piscine combustible par le DUS,
- réalimentation en eau de la piscine combustible avec la mise en place d'une Source d'Eau ultime (SE-u).

Au-delà de l'objectif de sûreté de non-découverte des assemblages de combustible, EDF a étudié l'ajout d'un moyen supplémentaire et diversifié, dit « PTR bis », pour améliorer la gestion des situations de perte de refroidissement de la piscine combustible.

En RP4 900, l'ajout de ce dispositif « PTR bis » permet de disposer, en supplément des deux voies de refroidissement PTR, d'un moyen de résilience pour le retour au refroidissement de la piscine combustible, s'appuyant sur une source froide diversifiée. Ce circuit de refroidissement supplémentaire s'appuiera principalement sur des matériels mobiles, qui seront acheminés sur site, lignés, et mis en service par la FARN, opérationnelle à 24h.

19.4.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

19.4.3.1 Les réacteurs du CEA

Hors situation normale de fonctionnement, l'analyse des alarmes et des paramètres d'exploitation mesurés sur l'installation, retransmis en salle de commande, peut amener les opérateurs à entrer dans une consigne incidentelle ou accidentelle.

Ces procédures 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.

Les réacteurs Cabri, Orphée et RJH disposent d'une baie de repli qui permet de gérer des situations accidentelles à l'extérieur de la salle de commande qui est utilisée en fonctionnement normal. Ces baies de repli sont notamment utilisées lors des exercices de crise réalisés fréquemment en coordination avec l'ASN, son expert technique et les pouvoirs publics.

La gestion des situations accidentelles a été renforcée pour prendre en compte les situations extrêmes résultant du retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi (cf. § 16.3.2). Des dispositions sont notamment prévues pour renforcer les moyens de gestion de crise du centre CEA de Cadarache.

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

La RGE n° 11 ainsi que la note réacteur « Infra PUI » décrivent la conduite à tenir hors situation normale de fonctionnement, ainsi que les modalités de passage à l'organisation en mode accident.

Cette organisation est décrite dans le PUI. Les critères de déclenchement du PUI y sont repris, ainsi que les consignes particulières d'exploitation qui doivent être appliquées en fonctions de la situation.

Les tests de résistance ont permis de compléter les circuits de sauvegarde, de prévention et de mitigation. La conduite de ces circuits est automatique ; il est possible à tout moment de reprendre leur contrôle manuellement. Tous ces circuits de sauvegarde sont doublés. Après chute des barres, le refroidissement par convection naturelle est suffisant ; il n'est donc pas nécessaire de garantir une source froide. Les circuits de sauvegarde permettent essentiellement le maintien d'un inventaire minimum en eau autour de l'élément combustible, et le dégonflage de l'enceinte de confinement pour éviter toute surpression pouvant conduire à un rejet. Enfin, la salle de gestion de crise résiste à la conjonction d'agressions externes extrêmes (cf. § 16.3.3).

19.4.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN

19.4.4.1 Les réacteurs électronucléaires

Les stratégies et les règles de conduite du réacteur en situation d'incident ou d'accident sont définies dans les RGE. Celles-ci évoluent notamment pour intégrer le retour d'expérience des incidents et accidents, résorber les écarts détectés lors de leur application ou prendre en compte les modifications apportées aux installations, notamment celles issues des réexamens périodiques. Ces modifications sont, pour la plupart, soumises à l'autorisation de l'ASN.

L'ASN contrôle régulièrement les processus d'élaboration et de validation des règles de conduite en cas d'incident ou d'accident, 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. Elle veille en particulier à la bonne application des principes d'organisation des équipes de crise décrits dans le référentiel d'EDF validé par l'ASN. Cette organisation prévoit notamment que chaque équipier de crise participe au moins annuellement à un exercice.

Par ailleurs, les différents travaux réalisés dans le cadre des tests de résistance ont pris en compte des scénarios qui n'avaient pas été considérés par le passé. En conséquence, la prise en compte des conclusions des tests de résistance et des prescriptions afférentes conduit à une modification notable des différents documents relatifs à la gestion des accidents graves.

Ces mesures sont précisées sur le site de l'ASN et détaillées dans le plan d'action national consécutif aux tests de résistance. Elles comprennent des dispositions relatives à la gestion des accidents graves, en particulier :

- la mise en œuvre d'un noyau dur de dispositions matérielles et organisationnelles robustes (cf. § 6.2.1.2) ;

- l'intégration dans les procédures de conduite accidentelle et dans les documents de gestion d'un accident grave, en particulier dans les GIAG, des nouvelles dispositions permettant de traiter les situations extrêmes étudiées dans le cadre des tests de résistance affectant plusieurs réacteurs d'un même site, pour tous les états d'exploitation, et les bâtiments d'entreposage de combustible ;
- l'évolution de la conduite accidentelle des réacteurs afin qu'elle soit adaptée aux différents états des réacteurs ;
- la définition de nouvelles procédures d'urgence, qui intégreront les nouvelles dispositions identifiées dans le cadre des tests de résistance. La mise en œuvre de cette organisation est accompagnée d'une formation spécifique du personnel.

D'autres prescriptions ont été édictées par l'ASN pour ce qui concerne la gestion des accidents graves :

- mise en place avant décembre 2107, dans le puits de cuve, de moyens redondants permettant de détecter le percement de la cuve et, dans l'enceinte, de moyens redondants permettant de détecter la présence d'hydrogène (prescription ECS-19). Les modifications correspondantes ont été réalisées par EDF ;
- mise en place d'une instrumentation renforcée de la piscine permettant de mesurer d'une part l'état de la piscine d'entreposage du combustible (température et niveau d'eau de la piscine de désactivation) et, d'autre part, l'ambiance radiologique du hall du bâtiment combustible (prescription ECS-20). Les modifications ont été réalisées par EDF ;
- mise en œuvre de dispositions complémentaires pour prévenir ou limiter les conséquences de la chute d'un emballage de transport de combustible dans le bâtiment combustible pour les sites du Bugey et de Fessenheim (prescription ECS-21). Les modifications correspondantes ont été réalisées par EDF ;
- renforcement des dispositions pour éviter les vidanges accidentelles rapides des piscines d'entreposage du combustible (prescription ECS-22). Les modifications correspondantes ont été réalisées par EDF ;
- étude des dispositions envisageables, en cas de perte totale des alimentations électriques et de vidange accidentelle, pour mettre en position sûre un assemblage de combustible en cours de manutention dans le bâtiment combustible, avant que les conditions d'ambiance ne permettent plus d'accéder aux locaux (prescription ECS-23). Les études correspondantes ont été réalisées par EDF ;
- étude de l'évolution temporelle du comportement du combustible et de l'eau présents dans la piscine de désactivation du combustible dans des situations de vidange et de perte de refroidissement et présentation des modifications envisagées (prescription ECS-24). Les études transmises décrivent la cinétique et les conséquences d'une crise d'ébullition dans la piscine. Les mesures de mitigation proposées consistent à restaurer l'inventaire en eau dans les piscines par un appoint en eau faisant partie du noyau dur, puis d'assurer un refroidissement de la piscine par un moyen mobile ;
- étude des modifications matérielles ou des conditions d'exploitation envisageables pour prévenir le dénoyage des assemblages en cours de manutention, résultant d'une brèche du tube de transfert situé entre les piscines des bâtiments réacteur et combustible ou des tuyauteries de vidange des compartiments (prescription ECS-25). L'étude a été transmise et est en cours d'analyse ;
- étude de faisabilité de mise en place d'une enceinte géotechnique ;

- réacteur EPR : renforcement des dispositifs de maîtrise de la pression dans l'enceinte (prescription ECS-28) ;
- étude détaillée sur les possibilités d'amélioration du dispositif d'éventage filtration U5, en prenant en compte la résistance aux agressions, la limitation des risques de combustion d'hydrogène, l'efficacité de la filtration en cas d'utilisation simultanée sur deux réacteurs, l'amélioration de la filtration des produits de fissions, en particulier des iodes et les conséquences radiologiques de l'ouverture du dispositif, notamment sur l'accessibilité du site, et l'ambiance radiologique des locaux de crise et de la salle de commande (prescription ECS-29) ;
- modifications prévues en vue d'assurer sur un site, en cas de rejets de substances dangereuses ou d'ouverture du système d'éventage-filtration, la conduite et la surveillance de l'ensemble des installations du site jusqu'à l'atteinte d'un état sûr durable, ainsi que le calendrier de déploiement associé (prescription ECS-31). L'exploitant a transmis les évaluations de dose pour différents scénarios et différents intervenants pour la gestion de crise. L'instrumentation spécifique au noyau dur sera mise en place conjointement à celui-ci ;
- renforcement des dispositions matérielles et organisationnelles pour prendre en compte les situations accidentelles affectant simultanément tout ou partie des installations du site (prescription ECS-32). Un nouveau référentiel PUI a été déployé sur tous les sites EDF à compter du 15 novembre 2012. Il prend en compte les situations accidentelles affectant simultanément plusieurs installations d'un même site.

19.4.4.2 Les réacteurs de recherche

Pour les réacteurs de recherche, les exploitants ont réalisé des tests de résistance pour chacune de leurs installations.

La gestion des situations accidentelles en situations extrêmes résultant du retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi a fait l'objet de prescriptions de la part de l'ASN sur les différents sites accueillant des réacteurs de recherche. Tandis que les travaux nécessaires ont bien été réalisés pour l'ILL, l'ASN constate des retards dans la mise en œuvre des dispositions de gestion de crise en cas de situations extrêmes pour les sites du CEA. L'ASN sera vigilante quant au renforcement des dispositions garantissant la maîtrise des risques en situations d'urgence sur les sites de Saclay et Cadarache. Dans l'attente de la mise en place de ces renforcements, des dispositions compensatoires sont mises en œuvre.

19.5 Les supports techniques

19.5.1 Les demandes de l'ASN

La réglementation, et en particulier l'arrêté INB, exige des exploitants qu'ils établissent et mettent en œuvre une politique en matière de sécurité, de santé et de salubrité publiques et de la protection de la nature et de l'environnement. Cette politique définit des objectifs, précise la stratégie de l'exploitant pour les atteindre et les ressources qu'il s'engage à y consacrer.

En outre, l'exploitant doit préciser comment il organise ses capacités techniques, à savoir s'il les détient en interne, dans des filiales ou *via* des tiers avec qui il doit formaliser des accords ; les plus fondamentales doivent être détenues par l'exploitant ou une de ses filiales.

L'exploitant doit également mettre en œuvre un système de gestion intégrée (parfois appelé système de management intégré).

En conséquence, l'ASN attend des exploitants qu'ils disposent d'une expertise et de compétences techniques adaptées pour l'exploitation des installations, la maintenance des équipements et matériels et la gestion des incidents et accidents.

19.5.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

Les CNPE disposent d'un système de management intégré.

EDF dispose en interne de centres d'ingénierie nationaux en appui aux CNPE, avec des compétences adaptées en conception, construction et exploitation des CNPE.

Un guide de l'ingénierie opérationnelle (IOP) définit l'organisation et les responsabilités pour les évolutions matérielles et documentaires des CNPE. Ce guide, dorénavant informatisé (e-GIOP), a été révisé, afin de synchroniser les processus de l'ingénierie de conception et les processus d'exploitation. Le jalonnement des différentes étapes a été renforcé, des études jusqu'au déploiement des modifications sur les CNPE.

Les opérations sous-traitées, notamment pour la maintenance, font l'objet d'une contractualisation et d'une surveillance.

La mise en place de la « Design Authority » et de ses « Responsible Designers » permet de garantir l'intégrité du design.

19.5.3 Les mesures 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. Ces unités de support 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, mais leur compétence est sollicitée autant que nécessaire.

19.5.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN

L'ASN réalise des inspections dans les services centraux des grands exploitants 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.

Les activités de maintenance et de modification des réacteurs français sont en grande partie sous-traitées par EDF à des entreprises extérieures. EDF motive le recours à la sous-traitance par le besoin de faire appel à des compétences pointues ou rares et par la forte saisonnalité des arrêts de réacteurs et donc le besoin d'absorber les pics de charge.

EDF met en place les dispositions nécessaires pour maîtriser les risques associés aux activités sous-traitées et les actualise régulièrement. Il a ainsi renforcé la préparation des arrêts, afin notamment de sécuriser la disponibilité des ressources humaines et matérielles.

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 EDF.

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 dynamique, la thermomécanique, l'instrumentation et le contrôle commande, le confinement-ventilation, les mesures, les études d'impact (environnement et inconvénients) et les FOH. Concernant la sous-traitance, qui représente une part non négligeable des activités liées à la sûreté, le CEA doit renforcer sa surveillance et sa maîtrise des activités réalisées.

19.6 Les événements significatifs

Le retour d'expérience constitue une source d'amélioration pour les domaines de la sûreté, de la radioprotection et de l'environnement. La réglementation, en particulier l'arrêté INB, explicite ce principe et 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 écarts et événements significatifs (cf. § 7.3.3.3).

19.6.1 Les demandes de l'ASN

L'ASN impose aux exploitants de lui déclarer les événements significatifs qui surviennent dans les centrales nucléaires. Des critères de déclaration aux pouvoirs publics ont été fixés à cet effet dans un document intitulé « guide relatif aux modalités de déclaration et à la codification des critères relatifs aux événements significatifs impliquant la sûreté, la radioprotection ou l'environnement applicable aux INB et au transport de matières radioactives ». Chaque événement significatif fait l'objet d'un classement par l'ASN sur l'échelle INES.

Tous les événements significatifs pour la sûreté nucléaire doivent être déclarés par les exploitants sous 48 heures à l'ASN, avec une proposition de classement dans l'échelle INES (l'ASN demeure seule responsable de la décision finale de classement). L'ASN analyse cette 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'utilisation de l'échelle INES permet à l'ASN de sélectionner, parmi l'ensemble des événements et incidents qui surviennent, ceux qui ont une importance suffisante pour faire l'objet d'une communication de sa part :

- les événements classés au niveau 1 font systématiquement l'objet d'un avis d'incident publié sur www.asn.fr ¹³ ;
- les événements classés au niveau 2 et au-dessus font en complément l'objet d'un communiqué de presse et d'une déclaration à l'AIEA ;

La déclaration est 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 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.

¹³ <http://www.asn.fr/Controler/Actualites-du-control>

L'ASN réalise des inspections spécifiques pour investiguer les circonstances, causes et conséquences de certains incidents.

19.6.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

Entre 2016 et 2018, le nombre d'événements significatifs sûreté classés dans l'échelle INES (hors niveau 0) est resté relativement stable, dans la moyenne historique : 57 en 2016 (1 / réacteur.an), 65 en 2017 (1,1 / réacteur.an) et 74 en 2018 (1,3 / réacteur.an).

En 2017, EDF dénombre 4 événements significatifs sûreté, relatifs à la non-tenue au séisme des structures, classés au niveau 2 dans l'échelle INES, parmi lesquels deux événements relatifs à des défauts de conception ou de réalisation et deux à des défauts de maintenance. À la suite de la détection de ces anomalies, EDF a procédé à des travaux de remise en conformité et a établi des plans d'actions de traitement des causes profondes.

19.6.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

19.6.3.1 Les réacteurs du CEA

Pour la période 2016-2018, un événement significatif de niveau 1 sur l'échelle INES a été déclaré sur le site de Cadarache, au sein des INB 42 et 95 (EOLE-MINERVE) qui concernait l'expédition d'un colis de transport de matières radioactives présentant deux écarts par rapport à son modèle agréé : en septembre 2018, a été expédié, des installations Éole/Minerve (maquettes critiques aujourd'hui à l'arrêt définitif), un colis de type TNBGC-1 contenant des matières uranifères vers une autre installation du centre CEA de Cadarache. Il s'agit donc d'un transport dit « interne », ne passant pas sur la voie publique. Lors de la manutention du colis préalablement à ce transfert, une plaque de protection en aluminium de la cage externe de l'emballage, destinée à empêcher tout contact physique des opérateurs avec le colis, a été détériorée puis retirée. Par ailleurs, les mesures de température de la surface externe du colis, requises avant le transport, n'ont pas été effectuées. Ces écarts aux règles de sûreté n'ont été détectés qu'après le transport. Cet événement a été classé au niveau 1 sur l'échelle INES.

On peut noter sur la base des événements de niveau 0 que :

- 28% résultent du non-respect d'exigences du référentiel de sûreté (CEP)
- 25% résultent de problème de maîtrise du confinement
- 17% résultent d'arrêt automatique du réacteur
- 18% de problèmes divers (système support, entrée d'eau ...)
- 8% sont déclarés au titre de la radioprotection
- 3% sont déclarés au titre de l'environnement

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

L'ILL a déclaré un événement significatif de niveau 1 sur l'échelle INES sur la période 2016-2018, qui concernait la dépose incomplète d'un élément combustible : en mai 2017, l'ILL a déclaré un événement significatif relatif à la sûreté, classé au niveau 1 sur l'échelle INES, portant sur le blocage d'un élément combustible utilisé lors des opérations de transfert, dans sa hotte, vers la partie indénoyable de la piscine d'entreposage. Cet événement n'a pas eu de conséquence immédiate sur l'installation, les travailleurs ou l'environnement. La reprise de l'élément combustible utilisé a nécessité plusieurs semaines, la modification du treuil permettant de manipuler la hotte de transfert étant nécessaire. Pendant cette période, l'élément combustible était sécurisé et normalement refroidi. L'analyse de cet événement a permis d'en identifier les causes et de mettre en place des mesures correctives pour éviter son renouvellement.

On peut noter des familles d'événements de niveau 0 :

- 35 % des événements concernent des programmations d'essais périodiques, cette proportion est en diminution constante ;
- 15 % résultent de la mise en service intempestive d'un circuit de sauvegarde ;
- 15 % résultent de la mise en service manuelle ou automatique, intempestive ou non, de la fonction d'arrêt automatique du réacteur ;
- 15 % résultent du non-respect d'exigences du référentiel de sûreté.

19.6.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN

L'ASN examine au niveau local et au niveau national l'ensemble des événements significatifs déclarés. Pour certains événements significatifs considérés comme plus notables du fait de leur caractère marquant ou récurrent, l'ASN fait procéder à une analyse plus approfondie par l'IRSN. Cette analyse, si elle est porteuse d'enseignements de niveau international, peut ensuite être publiée dans la base IRS de l'AIEA et de l'AEN.

Le nombre et le classement sur l'échelle INES (International Nuclear and Radiological Event Scale – échelle internationale des événements nucléaires et radiologiques) des événements significatifs survenus dans une installation nucléaire ne sont pas, à eux seuls, des indicateurs du niveau de sûreté de l'installation. En effet, d'une part, la classification sur un niveau donné est réductrice et ne suffit pas à rendre compte de la complexité d'un événement, d'autre part, le nombre d'événements recensés dépend du taux de déclaration. L'évolution du nombre d'événements ne reflète donc pas non plus l'évolution du niveau de sûreté.

Afin de s'assurer d'une diffusion rapide des informations, l'ASN s'attache à informer au plus vite ses homologues lorsqu'un événement notable survient en France en utilisant des structures et réseaux multinationaux existants.

L'ASN examine, lors d'inspections dans les installations nucléaires, l'organisation des sites et les actions menées en matière de traitement des événements significatifs. Sur une base annuelle, l'ASN analyse le traitement des événements significatifs par les exploitants (EDF, CEA, ILL) ce travail étant une composante prise en considération par l'ASN pour évaluer les performances globales des installations nucléaires.

19.6.4.1 Les réacteurs électronucléaires

Le tableau 8 présente l'évolution du nombre d'événements significatifs déclarés par EDF et classés sur l'échelle INES depuis 2013. Seuls les événements sur l'échelle INES (hors niveau 0) sont comptabilisés.

Tableau 8 : Évolution du nombre d'événements significatifs classés sur l'échelle INES dans les centrales nucléaires d'EDF de 2013 à 2018

Niveau INES	2013	2014	2015	2016	2017	2018
1	103	99	89	101	87	103
2	2	0	1	0	4	0

Le tableau 9 présente l'évolution depuis 2013 du nombre d'événements significatifs en fonction du domaine de déclaration : événements significatifs pour la sûreté (ESS), événements significatifs pour la radioprotection (ESR) et événements significatifs pour l'environnement (ESE).

Tableau 9 : Évolution du nombre d'événements significatifs par domaine dans les centrales nucléaires d'EDF de 2013 à 2018

Type d'ES	2013	2014	2015	2016	2017	2018
ESS	689	640	586	583	688	686
ESR	120	116	109	122	130	169
ESE	93	112	79	77	98	75
Total	902	868	774	782	916	930

Plusieurs événements similaires ou résultants de causes communes affectent plusieurs centrales nucléaires. Ils sont regroupés sous l'appellation d'événements significatifs génériques (ESG). Vingt-six ont été déclarés en 2018 dont vingt-cinq dans le domaine de la sûreté nucléaire et un dans le domaine de la radioprotection.

La répartition du nombre d'ESS par critère de déclaration montre que la moitié environ d'entre eux relève d'un non-respect des STE

Certaines de ces activités sont encadrées par des documents prescriptifs. Cependant les événements significatifs déclarés révèlent des défauts de management de la sûreté et de l'organisation mise en place chez l'exploitant.

Par ailleurs, le nombre d'ESR a subi une augmentation de 30 % sur la même période. Cette hausse est principalement due aux opérations de radiologie industrielle et à la non réalisation de contrôles techniques (zonage et appareils mobiles de radioprotection).

19.6.4.2 Les réacteurs de recherche

Les réacteurs de recherche n'ont pas connu d'événement de niveau supérieur ou égal à 2 sur l'échelle INES depuis la 5^e réunion d'examen de la Convention.

Entre 2016 et 2018, en application des règles relatives à la déclaration des événements significatifs dans les domaines de la sûreté, de la radioprotection et de l'environnement, les exploitants de réacteurs de recherche (CEA et ILL) ont déclaré entre 24 et 32 événements significatifs par an classés sur l'échelle INES (en rapport avec la sûreté nucléaire et radiologique) par an. Comme indiqué au § 19.6.3, il y a eu seulement deux événements significatifs entre 2016 et 2018 classés de niveau 1.

19.7 La prise en compte du retour d'expérience

19.7.1 Les demandes de l'ASN

L'arrêté INB explicite ce principe et exige de l'exploitant qu'il mette en œuvre un système de management intégré qui comprend des dispositions lui permettant notamment d'identifier et traiter les écarts (différence entre une situation observée et une situation attendue) et 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.

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 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. L'ASN est également membre de l'initiative *Multinational Design Evaluation Programme* (MDEP) dédiée à l'évaluation de la conception des nouveaux réacteurs.

Les comptes rendus d'événements significatifs et les bilans périodiques transmis par les exploitants constituent la base de l'organisation en matière de retour d'expérience. L'ASN demande aux exploitants de réacteurs d'exploiter le retour d'expérience des événements significatifs et de l'exploitation des réacteurs. Ils doivent également tirer les enseignements des événements significatifs survenus à l'étranger, notamment à partir des rapports de la base de données IRS de l'AIEA et de l'AEN.

19.7.2 Les mesures 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 près de 1900 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 correctives, préventives et conservatoires lorsqu'elles s'avèrent nécessaires (EDF utilise, pour les événements les plus significatifs, la 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, avec notamment une implication managériale renforcée par rapport aux précédents dispositifs. 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 et solidaire). Ce dispositif de traitement du REX événementiel est par ailleurs complété par un processus de traitement des écarts au sens de la réglementation.

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. Ces points sont précisés au chapitre 20.

19.7.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

Au niveau de chaque installation du CEA, les écarts, ainsi que leur traitement, sont enregistrés dans des fiches. Les services support sont également à l'origine de l'ouverture de fiches d'écart.

Une circulaire du CEA précise, dans les missions du chef d'installation, qu'il procède à l'analyse des anomalies et événements survenus dans son installation.

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. Cette mission la conduit également à identifier les situations relevant d'un appel à l'expertise des pôles de compétence.

Le REX est également pris en compte dans les documents (circulaires et recommandations, directives, fiches techniques) que la DSSN a pour mission d'élaborer.

Les outils mis en œuvre sont :

- les fiches REX, initiées au niveau de DSSN ;
- le Fichier Central de l'Expérience (FCE) qui regroupe tous les événements significatifs déclarés survenus depuis 1990 ;
- le guide d'analyse et de traitement d'un événement significatif ;
- le bilan des événements significatifs, établi à partir des comptes rendus d'événement significatif (CRES) ;
- la base internationale de l'AIEA.

19.7.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN

Les événements significatifs déclarés à l'ASN font systématiquement l'objet d'une évaluation visant notamment à statuer sur le bien-fondé des actions correctives et préventives mises en œuvre par EDF. Ceux qui présentent les plus forts enjeux font l'objet d'une analyse approfondie et sont à l'origine, le cas échéant, de demandes d'actions complémentaires. Concernant les événements survenus à l'étranger, sur des installations similaires ou non aux réacteurs électronucléaires, l'ASN demande à EDF d'analyser systématiquement leurs causes et d'examiner les éventuelles fragilités de ses installations à la lumière de cette analyse.

L'examen statistique des événements significatifs pour la sûreté (ESS) déclarés par EDF au cours des trois dernières années fait ressortir les tendances suivantes :

- une part importante d'événements relatifs à la conformité des installations remettant en cause l'aptitude des EIP à remplir leur(s) fonction(s) dans toutes les situations où leur fonctionnement est requis. Ces événements trouvent leurs origines majoritairement dans une maîtrise insuffisante des exigences de qualification et de maintenance ;
- le maintien à un niveau élevé des défauts de maîtrise des activités de maintenance, notamment pour ce qui concerne la requalification des matériels, révélant un manque d'efficacité des plans d'actions mis en œuvre par EDF ;
- une augmentation des défauts de surveillance de l'installation ; ces défauts concernent principalement les EIP nécessaires à la fonction de refroidissement et les sources électriques de puissance ;
- une relative stabilité du nombre des événements « précurseurs ». Toutefois, l'évaluation de l'excès de risque de fusion du cœur conduite par EDF ne prend pas en compte tous les écarts de conformité qui affectent le réacteur concerné par chaque événement précurseur ;

- des difficultés de diffusion et de partage des informations visant à tirer les enseignements du retour d'expérience.

D'une manière générale, les tendances présentées *supra* mettent en évidence le fait que les actions d'amélioration du processus de recueil et d'exploitation du retour d'expérience d'EDF issues de la revue périodique du système de gestion intégrée ne contribuent pas encore suffisamment à la maîtrise de la conformité des installations et de leurs documentations d'exploitation à leurs exigences.

L'ASN sollicite périodiquement le GPR pour ce qui concerne le retour d'expérience d'exploitation des réacteurs ainsi que sur le retour d'expérience d'exploitation sur le comportement du combustible

Dans le cadre des réexamens périodiques, la réévaluation de sûreté des installations vise à améliorer la sûreté des installations au regard notamment du retour d'expérience de l'exploitation de l'installation, du retour d'expérience d'autres installations nucléaires en France et à l'étranger et des enseignements tirés d'autres installations ou équipements à risque. La prise en compte du retour d'expérience d'exploitation peut notamment avoir pour conséquence des modifications matérielles (et de procédures de conduite) qui sont soumises à l'examen de l'ASN.

Lors d'inspections dans les réacteurs nucléaires et les services centraux d'EDF, l'ASN contrôle l'organisation de l'exploitant et les actions menées pour tirer les enseignements techniques et organisationnels du retour d'expérience.

Pour les réacteurs de recherche, en compléments des inspections, l'ASN instruit, à l'échelle des installations, l'organisation et les actions menées en matière de prise en compte du retour d'expérience ainsi que l'analyse des principaux événements survenus dans le cadre des réexamens périodiques. Pour les réacteurs de recherche du CEA, l'ASN estime que des mesures devraient être mises en œuvre pour mieux tirer les enseignements du retour d'expérience provenant d'autres réacteurs de recherche.

19.8 La gestion des déchets et du combustible utilisé

19.8.1 Les demandes de l'ASN

La directive 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 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 et de ses dispositions relatives aux déchets et de la loi déchets.

Plan national de gestion des matières et déchets radioactifs (PNGMDR)

Un plan national de gestion des matières et déchets radioactifs (PNGMDR) est établi tous les trois ans et fixe notamment un programme de recherches et de travaux concernant les déchets radioactifs ne disposant pas d'un mode de gestion définitif, assorti d'un calendrier pour le mettre en œuvre.

Gestion des déchets radioactifs

Le traitement des déchets est contrôlé au cas par cas lorsque les activités qui les produisent sont soumises à un régime d'autorisation (cas des INB). En complément de ce qui est écrit au § 15.1.2.2.4, la gestion des déchets radioactifs provenant des INB repose sur un cadre réglementaire, notamment l'arrêté

INB du 7 février 2012, la décision n° 2015-DC-0508 de l'ASN du 21 avril 2015 relative à l'étude sur la gestion des déchets et au bilan des déchets produits dans les INB, ainsi que la décision n° 2017-DC-0587 de l'ASN du 23 mars 2017 relative au conditionnement des déchets radioactifs et aux conditions d'acceptation des colis de déchets radioactifs dans les INB de stockage. Par ailleurs, le guide n° 23 de l'ASN précise certaines modalités d'application de la décision n° 2015-DC-0508.

La réglementation prévoit :

- une étude sur la gestion des déchets : elle présente un descriptif des opérations à l'origine de la production des déchets ; les caractéristiques des déchets produits ou à produire et une estimation des flux de production des déchets. Elle dresse donc un état des lieux de la gestion des déchets sur chaque site.
- un plan de zonage déchets : intégré dans l'étude sur la gestion des déchets, il présente et justifie les principes d'ordre méthodologique relatifs :
 - o à la délimitation des zones à production possibles de déchets nucléaires et des zones à déchets conventionnels, permettant d'établir la carte du zonage déchets de référence ;
 - o aux modalités mises en œuvre pour les déclassements ou reclassements, temporaires ou définitifs, du zonage déchets ;
 - o à la traçabilité et à la conservation de l'historique des zones où les structures et les sols sont susceptibles d'avoir été contaminés ou activés.
- un bilan annuel, quantitatif et qualitatif, de la gestion des déchets.

Le dispositif des études déchets doit contribuer à améliorer la gestion globale des déchets, en particulier en termes de transparence, et à développer des filières de gestion optimisées.

Gestion du combustible usé

La France a opté pour une stratégie de retraitement du combustible usé issu de la filière électronucléaire, choix confirmé par la loi du 28 juin 2006. L'exploitant est responsable du devenir et du traitement des combustibles usés et des déchets associés qu'il produit.

Les déchets produits sur le site d'une centrale correspondent aux déchets d'exploitation qui comprennent les déchets activés. À cela s'ajoutent les déchets anciens et les déchets issus des démantèlements en cours. Les exploitants sont propriétaires 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.

La stratégie de gestion des combustibles usés produits dans des réacteurs de recherche est élaborée en fonction des caractéristiques des combustibles, et peut selon les cas relever du retraitement, ou bien du stockage direct. Les quantités de combustibles usés dont le stockage direct est prévu sont toutefois largement minoritaires au vu des quantités de combustibles recyclées.

19.8.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

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).

La gestion du combustible est spécifique à chaque palier de réacteurs.

Après une période de l'ordre de trois à cinq ans, le combustible usé est extrait 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. Les assemblages combustibles usés sont destinés à un processus de traitement-recyclage, avec un traitement à l'usine Orano La Hague.

EDF, en liaison avec ses partenaires industriels français Orano et Andra, tient à jour un dossier concernant la cohérence du cycle du combustible en France à moyen terme. La compatibilité entre les évolutions des combustibles neufs ou usés (conception, caractéristiques, gestions), du parc nucléaire et des installations du cycle (usines amont et aval, installations d'entreposage, logistique) est analysée. L'examen de la plus récente version de ce dossier par l'ASN s'est achevé en 2018 (cf. 19.8.4.2).

Enfin, la conception ainsi que la tenue des piscines d'entreposage du combustible usé situées dans les centrales électronucléaires et dans les installations du cycle du combustible ont été examinées dans le cadre des tests de résistance réalisées à la suite de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi.

Gestion des déchets radioactifs

Quant aux déchets issus directement de l'exploitation des réacteurs, leurs modes de gestion comportent les phases principales suivantes : 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). Dès la phase de collecte, la gestion physique des déchets radioactifs doit être, à tout niveau, distincte de celle des déchets conventionnels et prévenir tout mélange entre matières incompatibles.

Les déchets radioactifs résultant de l'exploitation des REP sont essentiellement de très faible, faible ou moyenne activité à vie courte. Ils peuvent être classés en deux catégories :

- les déchets de procédé, qui proviennent de la purification des circuits et du traitement des effluents liquides ou gazeux destiné à en réduire l'activité avant rejet ;
- les déchets technologiques, qui proviennent d'opérations d'entretien. Ils peuvent être solides ou liquides.

Les déchets de moyenne activité sont conditionnés en conteneurs en béton. Une partie des déchets de procédé ainsi que les déchets technologiques sont enrobés ou immobilisés dans un liant hydraulique sur des installations fixes : bâtiment des auxiliaires nucléaires ou bâtiment de traitement des effluents des centrales. Pour le conditionnement final des résines échangeuses d'ions, EDF utilise le procédé MERCURE (enrobage dans une matrice époxyde), mis en œuvre aux moyens de deux machines mobiles identiques. Ces déchets sont envoyés au centre de stockage de l'Aube pour y être stockés.

Pour les boues, EDF utilise des installations fixes de conditionnement sur le palier 900 MWe (hormis Fessenheim) et développe une installation mobile (pour les autres paliers et Fessenheim) dont la mise en exploitation est prévue au plus tôt fin 2019 afin de les conditionner en colis béton. Dans l'attente de la machine de conditionnement mobile, les boues produites sont entreposées sur sites.

Pour les concentrats borés, EDF dispose de plusieurs possibilités de traitement : conditionnement en coque béton sur les installations fixes du palier 900 MWe (hormis Fessenheim), incinération à CENTRACO et une machine mobile permettant de produire des coques béton.

Les déchets solides de faible activité sont :

- soit expédiés directement, après compactage sur site en fûts métalliques 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 la SOCODEI, 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 mesures prises pour les réacteurs de recherche

19.8.3.1 Les réacteurs du CEA

La gestion des déchets

Les déchets produits par le fonctionnement des réacteurs expérimentaux du CEA sont, pour l'essentiel, dirigés dans des filières d'évacuation vers les exutoires gérés par l'Andra.

La gestion des combustibles usés

L'ensemble des combustibles usés des réacteurs expérimentaux du CEA font ou feront l'objet d'un retraitement. À ce titre, les combustibles usés des réacteurs Osiris et Orphée sont régulièrement transférés à l'établissement Orano Cycle de La Hague.

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

Les déchets produits par le fonctionnement du réacteur expérimental de l'ILL font l'objet de filières d'évacuation vers les exutoires gérés par l'Andra, pour l'essentiel. Les combustibles usés sont transférés à l'établissement Orano Cycle de La Hague.

19.8.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN

19.8.4.1 Gestion des déchets radioactifs

Pour l'ensemble des déchets radioactifs, l'ASN examine le référentiel de l'étude de gestion des déchets de l'exploitant, conformément à la réglementation.

Ce référentiel comprend les thèmes suivants :

- un point sur la situation existante, récapitulant les différents déchets produits et leurs quantités ;
- les modalités de gestion des déchets et l'organisation relative à leur transport ;
- le « zonage déchet » ;
- l'état des solutions d'élimination existantes.

Chaque site envoie annuellement à l'ASN les détails de sa production de déchets avec les filières de gestion choisies, une analyse des tendances en comparaison des années précédentes, un bilan traitant

des écarts constatés et du fonctionnement de l'organisation du site en matière de gestion des déchets et les faits marquants survenus. Les perspectives futures sont également abordées.

L'ASN examine, lors d'inspections dans les centrales nucléaires, 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. Les inspecteurs passent divers points, comme le traitement associé aux anomalies. Par ailleurs, ils contrôlent l'exploitation des zones d'entreposage et de traitement des déchets.

EDF a développé et mis en œuvre un référentiel type d'exploitation des bâtiments dans lesquels sont gérés les déchets radioactifs. Il permet de préciser les règles de gestion pour chacune des phases du processus gestion des déchets nucléaires. Ce référentiel est ensuite décliné par chaque centrale nucléaire.

Dans le cadre du réexamen périodique des réacteurs, l'ASN demande à EDF de mettre à jour le rapport de sûreté des centrales nucléaires concernées afin d'y faire figurer la démarche d'analyse de sûreté adoptée pour les bâtiments concernés, ainsi que les principaux éléments de la démonstration de sûreté. En parallèle, l'ASN a demandé à EDF d'intégrer, dans les RGE, les dispositions permettant de garantir en fonctionnement normal le respect des hypothèses considérées dans la démonstration de sûreté.

La volonté d'EDF de prolonger la durée de fonctionnement des réacteurs électronucléaires entrainera une augmentation du volume de la maintenance. L'ASN considère que ces opérations de maintenance nécessitent une anticipation suffisante afin de prendre en compte le volume de déchets produits et les filières de traitement disponibles.

L'ASN a donc demandé à EDF de lui présenter sa stratégie pour les dix prochaines années de gestion des déchets radioactifs issus de l'exploitation des réacteurs électronucléaires (de leur fonctionnement comme de leur démantèlement). Ce sujet a fait l'objet d'une instruction présentée aux groupes permanents d'experts GPD et GPU le 1^{er} juillet 2015. Les groupes permanents ont particulièrement examiné le bien-fondé de l'organisation d'EDF, en termes de sûreté, pour la gestion des déchets, de la production au stockage ou entreposage, et l'optimisation de ces filières de gestion associée à la maîtrise de la caractérisation radiologique des déchets.

En conclusion, l'ASN estime que des progrès sensibles ont été accomplis par EDF en termes de stratégie de gestion de ses déchets. Des améliorations restent toutefois nécessaires, notamment pour ce qui concerne la caractérisation de certains radionucléides à vie longue présents dans les déchets, la mise en place de moyens adaptés à la gestion des déchets ainsi que l'optimisation de cette gestion en vue de faire face aux aléas de disponibilité de certains exutoires.

Le CEA a engagé depuis fin 2015 un travail important de priorisation de l'ensemble de ses opérations de démantèlement. La priorisation est fondée sur des critères de sûreté et d'évacuation des matières radioactives présentes dans les installations, susceptibles d'être mobilisées en cas d'accident. D'autres critères viennent compléter cette étape en lien avec la sûreté et qui sont : économiques (répartition des fonds annuel alloués pour le démantèlement), symboliques (dénucléarisation de certains centres : Grenoble et Fontenay-aux-Roses), humains (maintien des compétences et connaissances) et réglementaires (opérations encadrées par décret).

L'ASN a confirmé en 2019 au CEA la pertinence générale de la priorisation à laquelle il a procédé, à moyens constants, moyennant le respect de ses engagements et la prise en compte des demandes de l'ASN.

La priorité, dans le cadre du démantèlement des réacteurs de recherche ou de la préparation du démantèlement, est d'évacuer rapidement le terme source mobilisable afin de faire diminuer le risque nucléaire représenté par l'installation. L'ASN est attentive à la priorisation des objectifs de démantèlement du CEA, et de leur adéquation avec la protection des populations, des travailleurs et de l'environnement.

19.8.4.2 Gestion du combustible usé

La sûreté de l'entreposage du combustible en piscine d'entreposage des réacteurs électronucléaires a fait l'objet d'examen approfondis dans le cadre des réexamens périodiques passés ou en cours, ainsi que dans le cadre des tests de résistance.

Ces examens successifs ont conduit à la définition et à la mise en œuvre de modifications concernant la prévention du risque de vidange de la piscine, l'amélioration de la robustesse des moyens d'appoint d'eau et l'amélioration de la gestion des situations accidentelles (cf. § 19.4.2).

Par ailleurs, dans le cadre des tests de résistance, les conséquences d'une agression naturelle majeure sur les systèmes pouvant assurer l'évacuation de la puissance résiduelle du combustible entreposé en piscine, sur l'intégrité des piscines du bâtiment combustible ou du bâtiment réacteur, ainsi que des circuits qui y sont connectés, les risques de déformation des racks d'entreposage, ainsi que les risques de chute de charges ont fait l'objet d'un examen approfondi. Les conclusions des analyses réalisées ont amené l'ASN à émettre des prescriptions pour notamment renforcer les moyens d'alimentation électrique, les moyens d'alimentation en eau, l'instrumentation et les dispositions pour éviter les vidanges accidentelles.

La gestion des combustibles usés issus des réacteurs de recherche (qui font également l'objet d'un retraitement sur le site d'Orano à La Hague) a également été étudiée dans le cadre des tests de résistance, notamment concernant le risque de dénoyage de combustibles dans les canaux de transfert ou les piscines des réacteurs de recherche.

Impact des choix de politique énergétique sur le cycle du combustible

En juin 2016, à la demande de l'ASN, EDF a remis le dossier dénommé « Impact cycle 2016 » pour la période 2016-2030. Ce dossier, élaboré en collaboration avec Framatome, Orano Cycle et l'Andra, identifie notamment les seuils de rupture (saturation de capacité, limite de teneur isotopique de combustible atteinte...) prévisibles jusqu'en 2040 en prenant en compte plusieurs scénarios d'évolution du mix énergétique. Après instruction, l'ASN a rendu le 18 octobre 2018 son avis.

L'ASN estime que le dossier « Impact cycle 2016 » présente de manière satisfaisante les conséquences de différents scénarios d'évolution du cycle du combustible nucléaire sur les installations, les transports et les déchets. L'étude des conséquences d'aléas pouvant affecter le fonctionnement du cycle doit en revanche être approfondie.

L'ASN souligne le besoin d'anticiper au minimum d'une dizaine d'années toute évolution stratégique du fonctionnement du cycle du combustible, afin qu'elle puisse être conçue et réalisée dans des conditions de sûreté et de radioprotection maîtrisées. Il s'agit, par exemple, de s'assurer que compte tenu des délais incompressibles de développement des projets industriels, les besoins de création de nouvelles installations d'entreposage de combustibles usés, ou encore d'emballage de transport, sont suffisamment anticipés.

Sur la décennie à venir, il apparaît en particulier qu'afin d'éviter la saturation trop rapide des capacités d'entreposage existantes (piscines des réacteurs nucléaires et de La Hague), toute diminution de la production par des réacteurs consommant du combustible MOX doit être accompagnée d'une diminution

de celle des réacteurs consommant du combustible issu d'uranium naturel enrichi (UNE), de manière que l'ensemble des combustibles UNE usés soient retraités.

À plus long terme, il convient soit de disposer de nouvelles capacités d'entreposage très significativement supérieures au volume actuel et projeté, soit de pouvoir consommer du combustible MOX dans d'autres réacteurs que ceux de 900 MWe, qui sont les plus anciens. Ces options nécessitent, pour leur conception et leur réalisation, des délais de l'ordre de la décennie. L'ASN demande donc dès maintenant aux industriels d'étudier ces deux options.

Projet de piscine d'entreposage centralisé

En réponse à la demande de l'ASN d'augmenter les capacités d'entreposage en prévision de la saturation des capacités d'entreposage existantes à l'horizon 2030 (piscines de l'usine de La Hague, piscines des centrales), EDF a déposé en 2017 le dossier d'options de sûreté (DOS) d'une nouvelle installation d'entreposage centralisé sous eau d'assemblages combustibles usés.

Le DOS retient notamment comme objectif l'absence de mise en œuvre de mesures de protection des populations (pas de mise à l'abri, pas de prise d'iode stable, pas d'évacuation), à l'instar des objectifs généraux définis pour les réacteurs de génération III.

Le dossier déposé a été instruit par l'ASN, qui estime que les options de sûreté retenues par EDF pour son projet sont satisfaisantes sous réserve qu'EDF:

- justifie la conception retenue pour les bassins (béton armé revêtu d'une peau métallique étanche), notamment en termes de validation du dimensionnement, de capacité de réalisation, de maîtrise du vieillissement et de possibilités de surveillance et de détection des fuites ;
- retienne une conception des bâtiments d'entreposage permettant une rétention ultime en cas de fuite de l'eau d'un bassin d'entreposage ou d'un canal de transfert, qui assure le maintien sous eau des assemblages combustibles et facilite le retour à l'état sûr de l'installation.

EDF prévoit de déposer le dossier associé à la demande d'autorisation de création en 2020.

G – Coopération internationale

20. Les mesures de coopération internationale

20.1 Les activités internationales de l'ASN

Les installations nucléaires contrôlées par l'ASN constituent un parc parmi les plus importants et les plus diversifiés au monde. Aussi l'ambition de l'ASN est-elle d'assurer un contrôle du nucléaire et de la radioprotection qui constitue une référence internationale.

L'action internationale de l'ASN vise à « promouvoir l'approche française et européenne en matière de sûreté et de radioprotection ». Cette action doit favoriser le développement d'une culture d'amélioration continue de la sûreté et aboutir, au niveau international, à une harmonisation par le haut des exigences de sûreté et radioprotection.

L'action internationale de l'ASN nourrit également d'un éclairage extérieur les sujets de doctrine, les questions techniques ou d'acceptabilité sociétale afin d'alimenter les débats nationaux et de consolider nos décisions.

Dans le cadre de son action internationale, l'ASN s'attache notamment à :

- développer les échanges d'information avec ses homologues étrangers sur les systèmes et pratiques réglementaires, faire connaître et expliquer l'approche et les pratiques françaises et fournir des informations sur les mesures prises pour résoudre les problèmes rencontrés ;
- informer nos homologues concernant les événements survenus en France et à fournir aux pays concernés toutes les informations utiles sur les installations nucléaires françaises situées à proximité de leurs frontières ;
- prendre une part active aux travaux d'harmonisation des principes et des normes en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection, ainsi qu'aux travaux d'élaboration, de transposition et de mise en œuvre du droit communautaire ;
- mettre en œuvre les engagements contractés par l'État français en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection, notamment dans le cadre des conventions internationales dont l'AIEA est dépositaire ;
- participer aux comités internationaux qui élaborent les synthèses scientifiques et les recommandations qui en découlent.

Globalement, l'ASN fonde son action à l'international sur les dispositions de l'article L. 592-28 du code de l'environnement qui formalise désormais les activités de participation de l'ASN à la représentation française dans les instances des organisations internationales et communautaires compétentes dans les domaines de sa compétence, à l'exception des cadres purement associatifs entre régulateurs (WENRA, HERCA, INRA, NSSG).

En outre, l'article L. 592-28-1 dispose que : « L'ASN coopère dans ses domaines de compétence avec les autorités compétentes des autres États. À la demande de ces dernières, elle peut fournir des prestations de conseil et peut mener des missions d'appui technique dans le cadre de conventions, qui peuvent prévoir le remboursement des frais exposés. »

L'ASN peut examiner la conformité des options de sûreté des modèles d'installations nucléaires destinées à l'exportation aux obligations applicables en France au même type d'installation. Elle est saisie selon les

modalités prévues au premier alinéa de l'article L. 592-29 et elle rend publiques les conclusions de cet examen.

20.2 Les activités internationales de l'IRSN sur la sûreté nucléaire et la radioprotection

L'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) développe, dans le cadre des missions qui lui ont été fixées par les pouvoirs publics, des relations internationales en matière de recherche et d'expertise dans les domaines de la sûreté des réacteurs et installations du cycle du combustible, des transports de matières nucléaires et radioactives, de la protection de l'homme et de l'environnement, de la sécurité et du contrôle des matières nucléaires sensibles ainsi que de l'organisation et de la préparation à la gestion de situation d'urgence radiologique.

L'action internationale de l'IRSN est motivée par la nécessité de garantir un haut niveau de sûreté nucléaire et de radioprotection dans le monde. Elle est construite pour renforcer la crédibilité de l'expertise et développer la recherche, ainsi que l'excellence scientifique et la gestion des connaissances.

Les activités internationales de l'IRSN sont développées selon trois axes :

- approfondir les connaissances scientifiques et techniques ;
- contribuer à l'élaboration de consensus internationaux aussi bien sur des questions techniques que dans l'élaboration de guides, de recommandations et de normes ;
- participer à la mise en œuvre de projets destinés à renforcer la radioprotection, la sûreté et la sécurité nucléaires à l'étranger.

Elles visent à :

- partager et enrichir les méthodes et pratiques d'expertise, les connaissances scientifiques et techniques pour faire face aux enjeux de sûreté et de radioprotection ;
- co-construire un espace commun des TSO, qui leur permettent de se coordonner, de s'harmoniser et d'exercer pleinement et collectivement leur responsabilités vis-à-vis des Autorités de sûreté ;
- mutualiser et optimiser les moyens et l'effort de recherche en sûreté et en radioprotection.

L'action internationale de l'Institut s'exerce et se décline dans le champ de la coopération multilatérale, celui des organisations européennes et internationales, et dans le cadre de partenariats bilatéraux.

En Europe, l'Institut est très actif au sein du réseau ETSON (European Technical Safety Organisations Network), des associations européennes (NETP, MELODI, ALLIANCE, EURADOS, NERIS, SITEX, NUGENIA) de l'ENEN (European Nuclear Education Network). Les différentes actions s'appuient sur les programmes européens (EURATOM, ICSN/EINS, Santé, Sécurité), la commission européenne, le Centre Commun de Recherche (CCR) et aussi ENSREG/WENRA. Hors Europe, l'IRSN participe aux travaux réalisés sous l'égide d'organismes internationaux comme l'AIEA, l'OCDE/AEN, l'OMS, l'UNSCEAR, la CIPR. L'IRSN porte une attention particulière à la formation des TSO des nouveaux entrants et aux pays moins avancés. Enfin, les partenariats bilatéraux sont établis pour construire des actions communes et s'inscrire sur le long terme.

20.3 Les revues internationales par les pairs

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. Ce sujet est traité au § 14.2.1.4.

Revue coordonnées par l'AIEA

IRRS : L'ASN a toujours soutenu le développement des missions de revues par les pairs soit en participant à des missions IRRS dans des pays étrangers, soit en favorisant leur accueil en France (cf. § **Erreur ! Source du renvoi introuvable.**).

Ainsi, après une première mission plénière et une mission de suivi qui se sont déroulées respectivement en 2006 et en 2009, l'ASN a accueilli une autre 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.

OSART : Par ailleurs, 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. En 2016, l'ensemble du parc nucléaire français a fait l'objet d'au moins une mission OSART.

Une demi-douzaine de missions sont prévues sur la période 2019-2021, dont deux missions de suivi (FU)
Une mission a eu lieu sur l'EPR en 2019.

Revue WANO

De plus, la performance sûreté des centrales électronucléaires du parc est évaluée par l'association mondiale des exploitants nucléaires (WANO) à travers des revues de pairs. Depuis 2013, chaque unité fait l'objet d'une revue tous les quatre ans conjointement à un audit de l'inspection nucléaire d'EDF.

20.4 Les activités internationales d'EDF sur la sûreté des réacteurs

Les activités internationales d'EDF se développent selon trois axes principaux :

- Partage d'expérience entre exploitants :
 - les activités d'échanges bilatéraux d'expérience, incluant principalement les jumelages. Le développement des projets nucléaires à l'international permet à EDF de valoriser un retour d'expérience réciproque accru et de développer des actions de synergies au sein du Groupe, notamment au plan de la sûreté ;

- Les institutions internationales (WANO, FROG, PWROG, EPROOG, EPRI, WNA, ENISS, AIEA, etc.) favorisent la concertation et les échanges entre les exploitants nucléaires. EDF utilise largement ces institutions dans le but de renforcer globalement la sûreté et la fiabilité de l'exploitation des centrales nucléaires ;
 - Les activités de conseil et de service sous forme de contrats.
- Standards internationaux de sûreté :
- Dans le domaine de la sûreté, qu'il s'agisse du domaine réglementaire (Conventions internationales, directives européennes), normatif (standards de l'AIEA, ISO, CEI, CEN) ou pour l'établissement de recommandations (Safety Reference Levels de WENRA), EDF assure une participation dans les organismes de normalisation et s'implique dans le dialogue avec les organismes émetteurs de textes, notamment via ENISS, en concertation avec les autres exploitants européens ;
 - La préparation des réacteurs du futur et la veille technologique. L'activité d'EDF s'exerce essentiellement à travers la participation à l'organisation EUR (*European Utility Requirements*) et au groupe CORDEL (*Cooperation on Reactor Design Evaluation and Licensing*) de la *World Nuclear Association* (WNA), ce dernier intégrant entre autres une task-force sur les SMRs (*Small Modular Reactors*).
- Dans le domaine de la R&D nucléaire :
- À l'OCDE (AEN/CSNI), à l'EPRI, à NUGENIA ou dans des coopérations co-financées par la Commission Européenne, EDF contribue au partage d'informations et d'expérience et à la promotion de la coopération internationale pour les programmes de recherche autour d'installations de R&D.
 - Des programmes bilatéraux avec des partenaires étrangers encadrés par des MoU (Memorandum Of Understanding) et/ou des contrats de collaboration suivant les sujets permettent des activités collaboratives ou financées par les partenaires sur les thématiques de sûreté (accidents graves, séisme, études probabilistes de sûreté).
 - Plusieurs centres de R&D situés en Chine, au Royaume Uni ou aux États Unis notamment, permettent un renforcement de la coopération d'EDF R&D avec ses partenaires industriels ou académiques du nucléaire.

20.5 Les activités internationales du CEA sur la sûreté des réacteurs

Le CEA participe à des collaborations internationales dans le domaine nucléaire, en particulier sur le champ concernant la sûreté des réacteurs électronucléaires.

Les recherches en sûreté portent principalement sur les principaux objectifs suivants :

- les facteurs organisationnels et humains en exploitation (cf. § 12.3.1) ;
- l'utilisation de systèmes passifs pour le retour à l'état sûr à partir des situations accidentelles ;
- la réduction de la probabilité de fusion de cœur ;
- la limitation des conséquences à l'extérieur du site en situation d'accident grave, notamment par un renforcement du confinement.

Le CEA contribue aux travaux de l'AIEA sur les réacteurs de recherche et a établi des échanges réguliers avec des organismes étrangers homologues, échanges basés sur l'expérience d'exploitation et les enseignements tirés des incidents. Dans le domaine des réacteurs à neutrons rapides, des contacts étroits sont ainsi maintenus avec le Japon, la Russie, et, dans une moindre mesure, avec l'Inde et la Chine.

Relativement aux réacteurs de 4^e génération, dans le cadre collaboratif du Forum GIF, le CEA contribue aux travaux menés sur les concepts sur lesquels la France s'est positionnée de façon préférentielle (réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium en tout premier lieu). Le CEA est par ailleurs associé à certaines des études sur le combustible et la sûreté du projet de réacteur expérimental à neutrons rapides refroidi au gaz menées dans le cadre du consortium VG4 (projet ALLEGRO).

Concernant la radioprotection, le CEA participe à diverses activités de recherche et également aux activités de l'UNSCEAR.

20.6 La participation française au groupe sur la sûreté et la sécurité nucléaires du G7

L'ASN apporte son appui technique aux autorités françaises au sein du groupe sur la sûreté et la sécurité nucléaire du G7 (G7/NSSG). Depuis l'accident à la centrale de Fukushima Daiichi, ce groupe a essentiellement travaillé à la coordination des actions des sept États membres et de la Commission européenne pour le soutien à l'élaboration, puis la mise en œuvre, du Plan d'Action sur la Sûreté Nucléaire de l'AIEA ainsi qu'aux réflexions sur l'amélioration du cadre international de sûreté (renforcer l'application effective des conventions internationales pertinentes). La France assure en 2019 la présidence de ce groupe et a promu le traitement de plusieurs thèmes liés à la sûreté, notamment ceux relatifs à la gestion du vieillissement, l'utilisation de l'expertise technique, les instruments de soutien aux primo-accédant, et l'indépendance des régulateurs. Ce groupe permet de mettre en lumière les actions entreprises sur ces différents champs de coopération en soutien des cadres plus traditionnels entre régulateurs.

ANNEXE 1 – Liste et localisation des réacteurs nucléaires en France

1.1. Localisation des réacteurs nucléaires

Les réacteurs électronucléaires et les réacteurs de recherche en exploitation au 15-08-2019 sont répartis sur le territoire de la France comme indiqués sur la carte ci-dessous. En outre, un réacteur électronucléaire (*1) et deux réacteurs de recherche (*2) sont en construction.

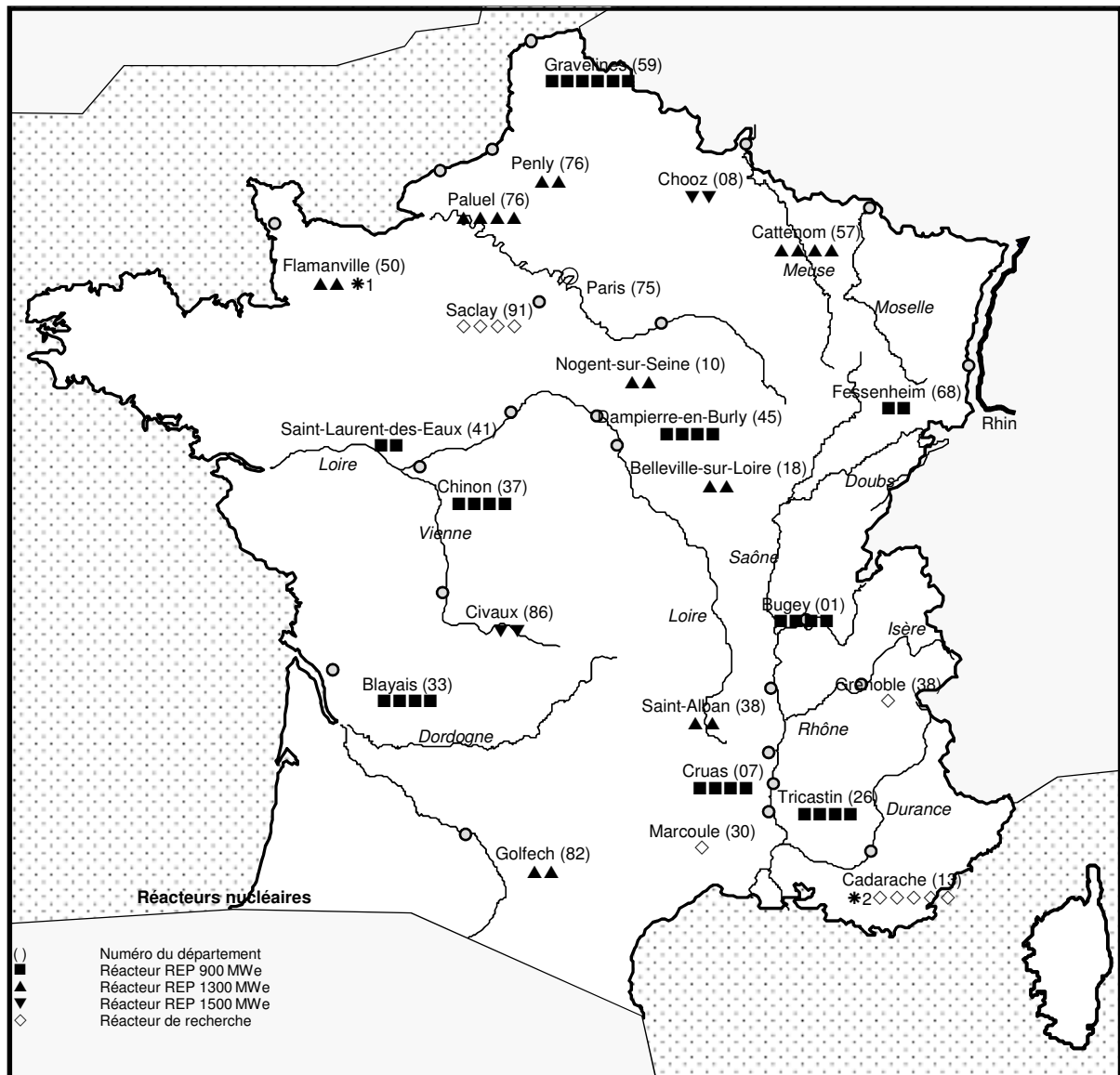


Figure 9 : Carte de France situant les réacteurs nucléaires en exploitation et en construction

1.2. Liste des réacteurs électronucléaires

Huitième rapport de la France pour la CSN – Août 2019

Tableau 10 : Réacteurs électronucléaires en exploitation et en construction

N° INB	DÉNOMINATION ET IMPLANTATION DE L'INSTALLATION	Exploitant	Nature de l'installation	Autorisée le :	OBSERVATIONS
75	CENTRALE NUCLÉAIRE DE FESSENHEIM (réacteurs 1 et 2) 68740 Fessenheim	EDF	2 réacteurs REP CP0 900 MWe	03.02.72 (JO du 10.02.72)	Modification du périmètre : décret du 10.12.85 J.O. du 18.12.85
78	CENTRALE NUCLÉAIRE DU BUGEY (réacteurs 2 et 3) 01980 Loyettes	EDF	2 réacteurs REP CP0 900 MWe	20.11.72 (JO du 26.11.72)	Modification du périmètre : décret du 10.12.85 J.O. du 18.12.85
84	CENTRALE NUCLÉAIRE DE DAMPIERRE-EN-BURLY (réacteurs 1 et 2) 45570 Ouzouer-sur-Loire	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe	14.06.76 (JO du 19.06.76)	
85	CENTRALE NUCLÉAIRE DE DAMPIERRE-EN-BURLY (réacteurs 3 et 4) 45570 Ouzouer-sur-Loire	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe	14.06.76 (JO du 19.06.76)	
86	CENTRALE NUCLÉAIRE DU BLAYAIS (réacteurs 1 et 2) 33820 Saint-Ciers-sur-Gironde	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe	14.06.76 (JO du 19.06.76)	Modification du périmètre : décret du 10.02.14 (JO du 12.02.14)
87	CENTRALE NUCLÉAIRE DU TRICASTIN (réacteurs 1 et 2) 26130 Saint-Paul-Trois-Châteaux	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe	02.07.76 (JO du 04.07.76)	Modification du périmètre : décret du 10.12.85 (JO du 18.12.85) ; décret du 15.12.15 (JO du 17.12.15)
88	CENTRALE NUCLÉAIRE DU TRICASTIN (réacteurs 3 et 4) 26130 Saint-Paul-Trois-Châteaux	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe	02.07.76 (JO du 04.07.76)	Modification du périmètre : décret du 10.12.85 (JO du 18.12.85) ; décret du 29.11.04 (JO du 02.12.04) ; décret du 15.12.15 (JO du 17.12.15)
89	CENTRALE NUCLÉAIRE DU BUGEY (réacteurs 4 et 5) 01980 Loyettes	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe	27.07.76 (JO du 17.08.76)	Modification du périmètre : décret du 10.12.85 (JO du 18.12.85)
96	CENTRALE NUCLÉAIRE DE GRAVELINES (réacteurs 1 et 2) 59820 Gravelines	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe	24.10.77 (JO du 26.10.77)	Modification du périmètre : décret du 29.11.04 (JO du 02.12.04) ; décret du 20.11.15 (JO du 22.11.15)
97	CENTRALE NUCLÉAIRE DE GRAVELINES (réacteurs 3 et 4) 59820 Gravelines	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe	24.10.77 (JO du 26.10.77)	Modification du périmètre : décret du 29.11.04 (JO du 02.12.04) ; décret du 20.11.15 (JO du 22.11.15)
100	CENTRALE NUCLÉAIRE DE ST-LAURENT-DES-EAUX (réacteurs B1 et B2) 41220 La Ferté-St-Cyr	EDF	2 réacteurs REP CP2 900 MWe	08.03.78 (JO du 21.03.78)	
103	CENTRALE NUCLÉAIRE DE PALUEL (réacteur 1) 76450 Cany-Barville	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe	10.11.78 (JO du 14.11.78)	
104	CENTRALE NUCLÉAIRE DE PALUEL (réacteur 2) 76450 Cany-Barville	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe	10.11.78 (JO du 14.11.78)	

N° INB	DÉNOMINATION ET IMPLANTATION DE L'INSTALLATION	Exploitant	Nature de l'installation	Autorisée le :	OBSERVATIONS
107	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CHINON (réacteurs B1 et B2) 37420 Avoine	EDF	2 réacteurs REP CP2 900 MWe	04.12.79 (JO du 08.12.79)	Modification : décret du 21.07.98 (JO du 26.07.98) ; Modification du périmètre : décret du 05.01.15 (JO du 07.01.15)
108	CENTRALE NUCLÉAIRE DE FLAMANVILLE (réacteur 1) 50830 Flamanville	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe	21.12.79 (JO du 26.12.79)	
109	CENTRALE NUCLÉAIRE DE FLAMANVILLE (réacteur 2) 50830 Flamanville	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe	21.12.79 (JO du 26.12.79)	
110	CENTRALE NUCLÉAIRE DU BLAYAIS (réacteurs 3 et 4) 33820 Saint-Ciers-sur-Gironde	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe	05.02.80 (JO du 14.02.80)	Modification : décret n° 2013-440 du 28.05.13 (JO du 31.05.13)
111	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CRUAS (réacteurs 1 et 2) 07350 Cruas	EDF	2 réacteurs REP CP2 900 MWe	08.12.80 (JO du 31.12.80)	Modification du périmètre : décret du 10.12.85 (JO du 18.12.85) et décret du 29.11.04 (JO du 02.12.04)
112	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CRUAS (réacteurs 3 et 4) 07350 Cruas	EDF	2 réacteurs REP CP2 900 MWe	08.12.80 (JO du 31.12.80)	Modification du périmètre : décret du 29.11.04 (JO du 02.12.04)
114	CENTRALE NUCLÉAIRE DE PALUEL (réacteur 3) 76450 Cany - Barville	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe	03.04.81 (JO du 05.04.81)	
115	CENTRALE NUCLÉAIRE DE PALUEL (réacteur 4) 76450 Cany - Barville	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe	03.04.81 (JO du 05.04.81)	
119	CENTRALE NUCLÉAIRE DE SAINT-ALBAN (réacteur 1) 38550 Le Péage-de-Roussillon	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe	12.11.81 (JO du 15.11.81)	
120	CENTRALE NUCLÉAIRE DE SAINT-ALBAN (réacteur 2) 38550 Le Péage-de-Roussillon	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe	12.11.81 (JO du 15.11.81)	
122	CENTRALE NUCLÉAIRE DE GRAVELINES (réacteurs 5 et 6) 59820 Gravelines	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe	18.12.81 (JO du 20.12.81)	Modification du périmètre : décret du 10.12.85 (JO du 18.12.85) ; Modification du décret du 02.11.07 (JO du 03.11.07)
124	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CATTENOM (réacteur 1) 57570 Cattenom	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe	24.06.82 (JO du 26.06.82)	
125	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CATTENOM (réacteur 2) 57570 Cattenom	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe	24.06.82 (JO du 26.06.82)	
126	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CATTENOM (réacteur 3) 57570 Cattenom	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe	24.06.82 (JO du 26.06.82)	
127	CENTRALE NUCLÉAIRE DE BELLEVILLE-SUR-LOIRE (réacteur 1) 18240 Léré	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe	15.09.82 (JO du 16.09.82)	

N° INB	DÉNOMINATION ET IMPLANTATION DE L'INSTALLATION	Exploitant	Nature de l'installation	Autorisée le :	OBSERVATIONS
128	CENTRALE NUCLÉAIRE DE BELLEVILLE-SUR-LOIRE (réacteur 2) 18240 Léré	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe	15.09.82 (JO du 16.09.82)	Modification du périmètre : décret du 29.11.04 (JO du 02.12.04)
129	CENTRALE NUCLÉAIRE DE NOGENT-SUR-SEINE (réacteur 1) 10400 Nogent-sur-Seine	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe	28.09.82 (JO du 30.09.82)	Modification du périmètre : décret du 10.12.85 (JO du 18.12.85)
130	CENTRALE NUCLÉAIRE DE NOGENT-SUR-SEINE (réacteur 2) 10400 Nogent-sur-Seine	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe	28.09.82 (JO du 30.09.82)	Modification du périmètre : décret du 10.12.85 (JO du 18.12.85)
132	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CHINON (réacteurs B3 et B4) 37420 Avoine	EDF	2 réacteurs REP CP2 900 MWe	07.10.82 (JO du 10.10.82)	Modification : décret du 21.07.98 (JO du 26.07.98)
135	CENTRALE NUCLÉAIRE DE GOLFECH (réacteur 1) 82400 Golfech	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe	03.03.83 (JO du 06.03.83)	Modification du périmètre : décret du 29.11.04 (JO du 02.12.04)
136	CENTRALE NUCLÉAIRE DE PENLY (réacteur 1) 76370 Neuville-lès-Dieppe	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe	23.02.83 (JO du 26.02.83)	
137	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CATTENOM (réacteur 4) 57570 Cattenom	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe	29.02.84 (JO du 03.03.84)	
139	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CHOOZ B (réacteur 1) 08600 Givet	EDF	1 réacteur REP N4 1450 MWe	09.10.84 (JO du 13.10.84)	Report de mise en service : décrets du 18.10.1993 (JO du 23.10.93) et du 11.06.99 (JO du 18.06.99)
140	CENTRALE NUCLÉAIRE DE PENLY (Réacteur 2) 76370 Neuville-lès-Dieppe	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe	09.10.84 (JO du 13.10.84)	
142	CENTRALE NUCLÉAIRE DE GOLFECH (réacteur 2) 82400 Golfech	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe	31.07.85 (JO du 07.08.85)	
144	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CHOOZ B (réacteur 2) 08600 Givet	EDF	1 réacteur REP N4 1450 MWe	18.02.86 (JO du 25.02.86)	Report de mise en service : décrets du 18.10.93 (JO du 23.10.93) et du 11.06.99 (JO du 18.06.99)
158	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CIVAUX (réacteur 1) BP 1 86320 Civaux	EDF	1 réacteur REP N4 1450 MWe	06.12.93 (JO du 12.12.93)	Report de mise en service : décret du 11.06.99 (JO du 18.06.99)
159	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CIVAUX (réacteur 2) BP 1 86320 Civaux	EDF	1 réacteur REP N4 1450 MWe	06.12.93 (JO du 12.12.93)	Report de mise en service : décret du 11.06.99 (JO du 18.06.99)
167	CENTRALE NUCLÉAIRE DE FLAMANVILLE (réacteur 3) 50830 Flamanville	EDF	1 réacteur REP EPR 1600 MWe	10.04.07 (JO du 11.04.07)	Décret n° 2007-534 du 10.04.07 (JO du 11.04.07)

1.3. Liste des réacteurs nucléaires de recherche

Tableau 11 : Réacteurs de recherche en exploitation, au sens administratif, et en construction

N° INB	DÉNOMINATION ET IMPLANTATION DE L'INSTALLATION	Exploitant	Nature de l'installation et puissance thermique	Autorisée le :	OBSERVATIONS
24	CABRI (Cadarache) 13115 Saint-Paul-lez-Durance	CEA	Réacteur 25 MW-th		Modification : décret du 20.03.06 (JO du 21.03.06) Divergence du réacteur modifié autorisée par décision du 20/10/15
39	MASURCA (Cadarache) 13115 Saint-Paul-lez-Durance	CEA	Réacteur 0,005 MW-th	14.12.66 (JO du 15.12.66)	Définitivement arrêté le 31 décembre 2018
40	ISIS (Saclay) 91191 Gif-sur-Yvette Cedex	CEA	Réacteur 0,70 MW-th	08.06.65 (JO du 12.06.65)	Définitivement arrêté le 30 mars 2019
42	EOLE (Cadarache) 13115 Saint-Paul-lez-Durance	CEA	Réacteur 0,0001 MW-th	23.06.65 (JO des 28 et 29.06.65)	Définitivement arrêté le 31 décembre 2017
67	RÉACTEUR À HAUT FLUX (RHF) 38041 Grenoble Cedex	Institut Max von Laue Paul Langevin	Réacteur 57 MW-th	19.06.69 (JO du 22.06.69) ; 05.12.94 (JO du 06.12.94)	Modification du périmètre : décret du 12.12.88 (JO du 16.12.88)
95	MINERVE (Cadarache) 13115 Saint-Paul-lez-Durance	CEA	Réacteur 0,0001 MW-th	21.09.77 (JO du 27.09.77)	Définitivement arrêté le 31 décembre 2017
101	ORPHÉE (Saclay) 91191 Gif-sur-Yvette Cedex	CEA	Réacteur 14 MW-th	08.03.78 (JO du 21.03.78)	Arrêt définitif au plus tard le 31 décembre 2019
172	JULES HOROWITZ (RJH) (Cadarache) 13115 Saint-Paul-lez-Durance Cedex	CEA	Réacteur 100 MW-th	12.10.09 (JO du 14.10.09)	Décret n°2009-1219 du 12.10.09 (JO du 14.10.09)
174	ITER 13067 St.Paul-lez-Durance	ITER Organization	Réacteur de fusion de 700 MW	9.12.2012	Décret n° 2012-1248 du 9 novembre 2012

ANNEXE 2 – Principaux textes législatifs et réglementaires

2.1. Codes, lois et règlements

- Code de l'environnement :
 - Livre I^{er} – Titre II – chapitre V (articles L. 125-10 à L. 125-40) ;
 - Livre V – Titre IV – Chapitre II (articles L. 542-1 à L. 542-14) ;
 - Livre V – Titre IX (articles L. 591-1 à L. 59-7-46).
- 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.
- Code de la défense : articles D. 1333-68 et 69 relatifs au comité interministériel aux crises nucléaires ou radiologiques.
- Loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire (articles 19 et 21).
- Loi n° 2006-739 du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs (articles 3 et 4).
- **Décret n° 2018-434 du 4 juin 2018 portant diverses dispositions en matière nucléaire**
- **Décret n° 2018-437 du 4 juin 2018 relatif à la protection des travailleurs contre les risques dus aux rayonnements ionisants**
- **Décret n° 2018-438 du 4 juin 2018 relatif à la protection contre les risques dus aux rayonnements ionisants auxquels sont soumis certains travailleurs**
- **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**
- Arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base
- Arrêté interministériel 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**

2.2. Décisions réglementaires de l'ASN

Tableau 12 : Liste des décisions réglementaires de l'ASN à fin 2018

Thème	Texte adopté	Consultations
Textes relatifs aux procédures		
Obligations des exploitants d'installations nucléaires de base en matière de préparation et de gestion des situations d'urgence et au contenu du plan d'urgence interne	Décision n° 2017-DC-0592 du 13 juin 2017. Homologation par arrêté du 28/08/2017 (JORF du 03/09/2017)	Du 01/03/2017 au 21/03/2017 sur Internet
Conditionnement des déchets radioactifs et aux conditions d'acceptation des colis de déchets radioactifs dans les installations nucléaires de base de stockage	Décision n° 2017-DC-0587 du 23 mars 2017. Homologation par arrêté du 13/06/2017 (JORF du 23/06/2017)	Du 17/08/2015 au 17/10/2015 sur Internet
Modalités de prélèvement et de consommation d'eau, de rejet d'effluents et de surveillance de l'environnement des réacteurs électronucléaires à eau sous pression	Décision n° 2017-DC-0588 du 6 avril 2017. Homologation par arrêté du 14/06/2017 (JORF du 29/06/2017)	Du 22/02/2016 au 22/04/2016 sur Internet
Modifications notables des installations nucléaires de base	Décision n° 2017-DC-0616 du 30 novembre 2017 Homologation par arrêté du 18/12/2017 (JORF du 21/12/2017)	Du 05/08/2017 au 07/10/2017 sur Internet
Démantèlement et assainissement		
Audition des exploitants et des CLI	Décision n° 2010-DC-0179 de l'ASN du 13 avril 2013	
Réexamen périodique		Du 25/04 au 26/05/2013 (1 ^{re} consultation du 18/03/10 par courrier et du 18/04/10 sur Internet jusqu'au 15/7/2010 ; WENRA le 26/03/10 (par courriel))
Rapport de sûreté (contenu)	Décision n° 2015-DC-0532 de l'ASN du 17 novembre 2015 Homologation :	Du 21/04/11 par courrier et du 30/04/11 sur Internet jusqu'au 31/07/2011)

	arrêté du 11/01/2016 (JORF du 15/01/2016)	
Textes techniques		
Maîtrise des risques d'accident et des nuisances (hors déchets)		
Décision RGE et fonctionnement des INB		Du 22/06/10 par courrier et sur Internet du 06/07/10 jusqu'au 30/09/2010 WENRA le 06/07/10 par courriel
Arrêts et redémarrages des REP	Décision n° 2014-DC-0444 du 15 juillet 2014. Homologation par arrêté du 21/11/2014 (JORF du 02/12/2014)	Du 30/03/10 par courrier et du 18/04/10 sur Internet jusqu'au 15/07/2010 WENRA le 09/04/10 (par courriel)
Installation de stockage des déchets		
Installations d'entreposage des déchets		
Maîtrise des risques d'incendie	Décision n° 2014-DC-0417 du 28 janvier 2014. Homologation par arrêté du 20/03/2014 (JORF du 02/04/2014)	Du 26/12/12 au 28/02/13 sur Internet
Maîtrise du risque de criticité dans les INB	Décision n° 2014-DC-0462 du 7 octobre 2014. Homologation par arrêté du 20/11/2014 (JORF du 02/12/2014)	Du 06/01/2014 au 04/02/2014 sur Internet

Maîtrise des nuisances et de l'impact sur l'environnement	Décision n° 2013-DC-0360 du 16 juillet 2013. Homologation par arrêté du 09/08/2013 (JORF du 21/08/2013) Modifiée par la décision n° 2016-DC-0569 du 29 décembre 2016. Homologation par arrêté du 05/12/2016 (JORF du 22/12/2013)	Du 15/03/13 au 16/04/13 CSPRT : 03/07/2013 (1 ^{ère} consultation du 12/07/10 par courrier, sur Internet 19/07/10 jusqu'au 15/10/10)
Modalités de prélèvement et de consommation d'eau, de rejet d'effluents et de surveillance de l'environnement des réacteurs électronucléaires à eau sous pression	Décision n° 2017-DC-0588 du 6 avril 2017. Homologation par arrêté du 14/06/2017 (JORF du 29/06/2017)	Du 22/02/2016 au 22/04/2016 sur Internet
Prévention des risques résultant de la dispersion de micro-organismes pathogènes (légiionnelles et amibes) par les installations de refroidissement du circuit secondaire des réacteurs électronucléaires à eau sous pression	Décision n° 2016-DC-0578 du 6 décembre 2016. Homologation par arrêté du 13/01/2017 (JORF du 19/01/2017)	Du 02/03/2015 au 04/05/2015 sur Internet
Gestion et élimination des déchets		
Étude sur la gestion des déchets et au bilan des déchets produits dans les installations nucléaires de base	Décision n° 2015-DC-0508 du 21 avril 2015. Homologation par arrêté du 01/07/2015 (JORF du 04/07/2015)	Du 28/05/10 par courrier et sur Internet du 26/05/10 au 31/08/10 WENRA le 16/10/2010 par courriel
Conditionnement des déchets radioactifs et aux conditions d'acceptation des colis de déchets radioactifs dans les installations nucléaires de base de stockage	Décision n° 2017-DC-0587 du 23 mars 2017. Homologation par arrêté du 13/06/2017 (JORF du 23/06/2017)	Du 17/08/2015 au 17/10/2015 sur Internet
Modalités d'approbation des conditionnements de déchets		Du 26/07/10 par courrier et du 20/09/10 sur Internet jusqu'au 05/12/10
Conception et exploitation des entreposages de déchets internes		
Gestion des situations d'urgence		
Gestion des situations d'urgence		Du 21/05/10 par courrier et du 26/05/10 sur Internet jusqu'au 31/08/2010 WENRA le 10/06/10 par courriel

Information des autorités et du public		
Déclaration d'incidents		
Composants de rechange des CPP et CSP	Décision n° 2012-DC-0236 du 3 mai 2012 Homologation : arrêté du 22/06/2012 (JORF du 4/07/2012)	Du 01/10/10 par courrier et sur internet du 11/10/10 jusqu'au 31/12/2010 CCAP 04/10/2011
Conformité des équipements sous pression nucléaires	Décision n° 2016-DC-0571 du 11 octobre 2016 Homologation : arrêté du 10/11/2016 (JORF du 26/11/2016)	Du 01/06/2016 au 15/07/2016 sur Internet
Réglementation applicable aux ESPN		

Après une première série de consultations effectuée en 2010 et 2011, les projets de décision ont été revus au regard des éventuelles observations formulées et de l'arrêté du 7 février 2012 *fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base*. Les nouvelles versions des projets de décision ont été soumises à consultation avant leur adoption.

2.3. Règles fondamentales de sûreté et guides

Comme indiqué au § 7.1.3.3, dans le cadre de la restructuration actuelle de la réglementation technique générale, les RFS sont en cours de modification sous forme de guides.

Il existe actuellement une quarantaine de RFS et autres règles techniques émanant de l'ASN qui peuvent être consultées sur son site Internet.

2.3.1 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 (26 décembre 2002).
- RFS-I.2.a. Prise en compte des risques liés aux chutes d'avions (5 août 1980).
- RFS-I.2.b. Prise en compte des risques d'émission de projectiles par suite de l'éclatement des groupes turbo-alternateurs (5 août 1980).
- RFS-I.2.d. Prise en compte des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication (7 mai 1982).
- RFS-I.3.a. Utilisation du critère de défaillance unique dans les analyses de sûreté (5 août 1980).
- RFS-I.3.b. Instrumentation sismique (8 juin 1984).
- RFS-I.3.c. Études géologiques et géotechniques du site ; détermination des caractéristiques des sols et études du comportement des terrains (1^{er} août 1985).

- RFS-II.2.2.a. Conception du système d'aspersion de l'enceinte (5 août 1980) ; révision 1 (31 décembre 1985).
- RFS-II.3.8. Construction et exploitation du circuit secondaire principal (8 juin 1990).
- RFS-II.4.1.a Logiciels des systèmes électriques classés de sûreté (15 mai 2000).
- RFS-IV.1.a. Classement des matériels mécaniques, systèmes électriques, structures et ouvrages de génie civil (21 décembre 1984).
- 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 (21 décembre 1984).
- 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 (31 juillet 1985).
- RFS-V.1.a. Détermination de l'activité relâchée hors du combustible à prendre en compte dans les études de sûreté relatives aux accidents (18 janvier 1982).
- RFS-V.1.b. Moyens de mesures météorologiques (10 juin 1982).
- RFS-V.2.b. Règles générales applicables à la réalisation des ouvrages de génie civil (réf. : code RCC-G), (30 juillet 1981).
- RFS-V.2.c. Règles générales applicables à la réalisation des matériels mécaniques (réf. : code RCC-M), (8 avril 1981) ; révision 1 (12 juin 1986).
- RFS-V.2.d. Règles générales applicables à la réalisation des matériels électriques (réf. : code RCC-E), (28 décembre 1982) ; révision 1 (23 septembre 1986).
- RFS-V.2.e. Règles générales applicables à la réalisation des assemblages de combustible (réf. : code RCC-C), (28 décembre 1982) ; révision 1 (25 octobre 1985) ; révision 2 (14 décembre 1990).
- RFS-V.2.g. Calculs sismiques des ouvrages de génie civil (31 décembre 1985).
- RFS-V.2.h. Règles générales applicables à la réalisation des ouvrages de génie civil (réf. : code RCC-G), (4 juin 1986).
- RFS-V.2.j. Règles générales relatives à la protection contre l'incendie (20 novembre 1988).

Note SIN 3130/84 du 13 juin 1984 relative aux conclusions de l'examen du document intitulé : « Règles de conception et de construction des centrales nucléaires PWR. Recueil de règles relatives aux procédés-réacteurs de 900 MWe » (réf. : code RCC-P).

2.3.2 Règles relatives aux autres INB

- RFS-I.1.a. Prise en compte des risques liés aux chutes d'avions (7 octobre 1992).
- RFS-I.1.b. Prise en compte des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication (7 octobre 1992).
- RFS-I.2.a. Objectifs de sûreté et bases de conception pour les centres de surface destinés au stockage à long terme de déchets radioactifs solides de période courte ou moyenne et de faible ou moyenne activité massique (8 novembre 1982) ; révision 1 (19 juin 1984).

- RFS-I.2.b. Base de conception des ionisateurs (18 mai 1992).
- RFS-I.3.c. Risque de criticité (18 octobre 1984).
- RFS-I.4.a. Protection contre l'incendie (28 février 1985).
- RFS-II.2. Conception et exploitation des systèmes de ventilation dans les installations de base autres que les réacteurs nucléaires (20 décembre 1991).
- RFS-III.2.a. Dispositions générales applicables à la production, au contrôle, au traitement, au conditionnement et à l'entreposage des divers types de déchets résultant du traitement de combustibles irradiés dans des réacteurs nucléaires à eau ordinaire sous pression (24 septembre 1982).
- RFS-III.2.b. Dispositions particulières applicables à la production, au contrôle, au traitement, au conditionnement et à l'entreposage des déchets de haute activité conditionnés sous forme de verre et résultant du traitement de combustibles irradiés dans des réacteurs nucléaires à eau ordinaire sous pression (12 décembre 1982).
- RFS-III.2.c. Dispositions particulières applicables à la production, au contrôle, au traitement, au conditionnement et à l'entreposage des déchets de faible ou moyenne activité enrobés dans le bitume et résultant du traitement de combustibles irradiés dans des réacteurs nucléaires à eau ordinaire sous pression (5 avril 1984).
- RFS-III.2.d. Dispositions particulières applicables à la production, au contrôle, au traitement, au conditionnement et à l'entreposage des déchets enrobés dans du ciment et résultant du traitement de combustibles irradiés dans des réacteurs nucléaires à eau ordinaire sous pression (1^{er} février 1985).
- RFS-III.2.e. Conditions préalables à l'agrément des colis de déchets solides enrobés destinés à être stockés en surface (31 octobre 1986) ; (révision du 29 mai 1995).

2.3.3 Autres règles fondamentales de sûreté

RFS 2001-01 Détermination des mouvements sismiques à prendre en compte 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).

2.3.4 Guides

Les guides de l'ASN (en vigueur à la date d'avril 2019) en relation avec l'objet du rapport

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 (Mai 2008).

N° 1 Stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde (08/02/2008).

N° 2 Transport des matières radioactives en zone aéroportuaire (15/02/2006).

N° 3 Recommandations pour la rédaction des rapports annuels d'information du public relatifs aux installations nucléaires de base (20/10/2010).

N° 6 Mise à l'arrêt définitif, démantèlement et déclasséement des installations nucléaires de base en France (30/08/2016).

N° 7 Transport à usage civil de colis ou de substances radioactives sur la voie publique (Demandes d'agrément et d'approbation d'expédition) (tome 1 : 15/02/2016 ; tome 2 : décembre 2014 ; tome 3 : 11/11/2015).

N° 8 Évaluation de la conformité des équipements sous pression nucléaires (04/09/2012).

N° 9 Déterminer le périmètre d'une INB (31/10/2013).

N° 10 Implication locale des CLI dans les 3^{es} visites décennales des réacteurs de 900 MWe (01/06/2010).

N° 12 Déclaration et codification des critères relatifs aux événements significatifs impliquant la sûreté, la radioprotection ou l'environnement applicable aux INB et au transport de matières radioactives (21/10/2005).

N° 13 Protection des installations nucléaires de base contre les inondations externes (08/01/2013).

N° 14 Méthodologies d'assainissement complet acceptables dans les installations nucléaires de base en France (30/08/2016).

N° 15 Maîtrise des activités au voisinage des installations nucléaires de base (24/03/2016).

N° 17 Contenu des plans de gestion des incidents et accidents de transport de substances radioactives (22/12/2014).

N° 19 Application de l'arrêté du 12/12/2005 relatif aux équipements sous pression nucléaires (21/02/2013).

N° 21 Traitement des écarts de conformité à une exigence définie pour un élément important pour la protection (EIP) (06/01/2015).

N° 22 Conception des réacteurs à eau sous pression (18/07/2017)

N° 23 Établissement et modification du plan de zonage déchets des installations nucléaires de base (30/08/2016)

N° 24 Gestion des sols pollués par les activités d'une installation nucléaire de base (30/08/2016)

N° 25 Élaboration d'une décision réglementaire ou d'un guide de l'ASN (22/11/2016)

N° 28 : Qualification des outils de calcul scientifique utilisés dans la démonstration de sûreté nucléaire (27/07/2017)

N° 34 : Mise en œuvre des exigences réglementaires applicables aux opérations de transport interne (27/06/2017)

Les guides de l'ASN en projet (à la date d'avril 2019)

Tableau 13 : Liste des guides de l'ASN en projet

Titre
Gestion des situations d'urgence
Maîtrise des risques liés à l'incendie
Toutes agressions naturelles externes

ANNEXE 3 – Organisation des exploitants de réacteurs nucléaires

3.1. 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 10) :

- la **Direction du parc nucléaire et thermique (DPNT)**,
- la **Direction ingénierie et projets nouveau nucléaire (DIPNN)**.

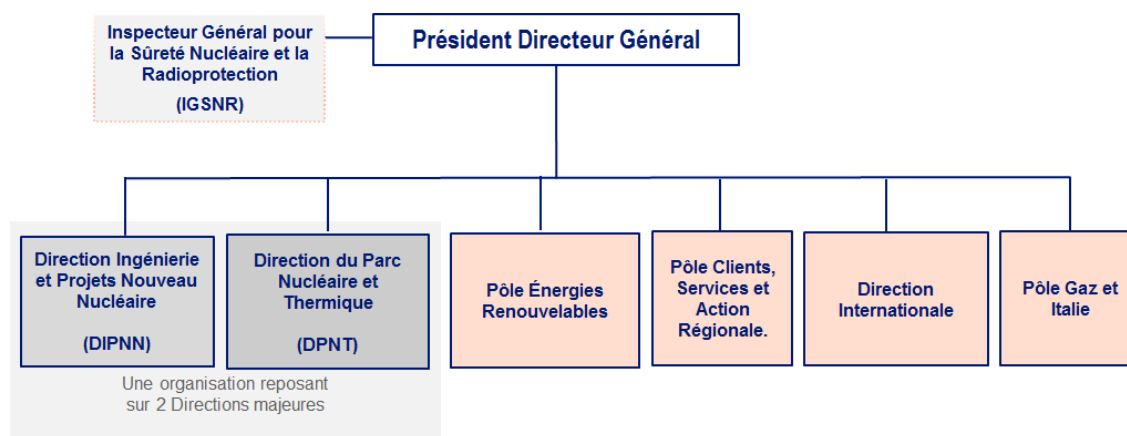


Figure 10 : Organisation du groupe EDF SA

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.

3.1.1 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 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 et de pouvoirs, a la **responsabilité 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 § 3.1.2.1 à 3.1.2.4 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)** (cf. figure 11) 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

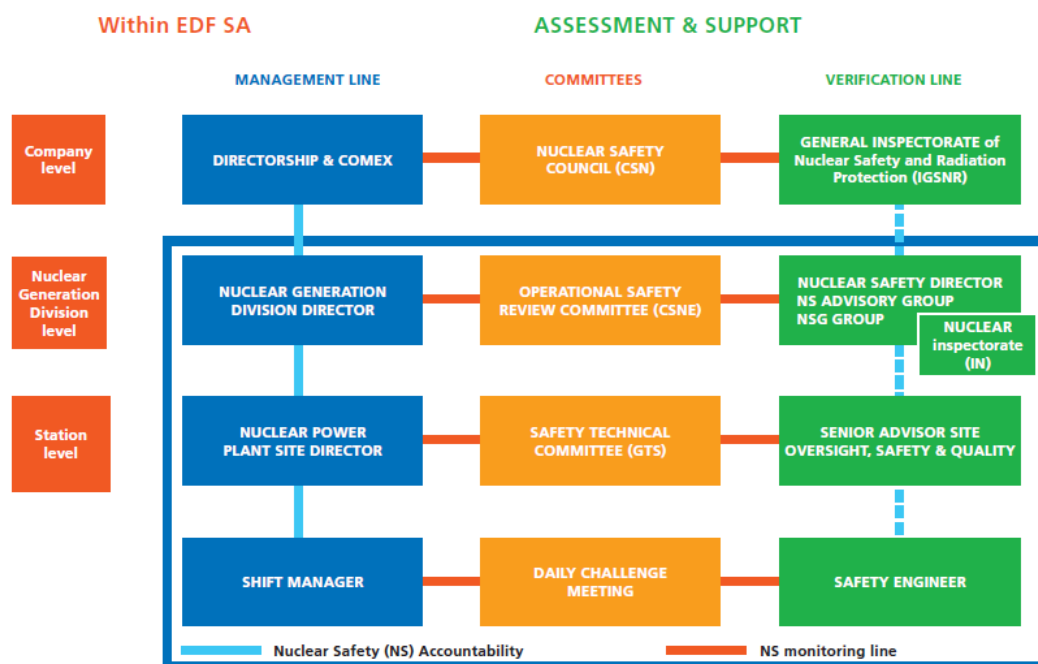


Figure 11 : Filière indépendante de sûreté (FIS)

3.1.2 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 :

3.1.2.1 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 la responsabilité 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 fonctionnement¹⁴ sur le **Directeur Exécutif Groupe en charge du Parc Nucléaire et Thermique**, auquel il délègue la responsabilité 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**.

3.1.2.2 Au niveau des entités en charge des projets « nouveau nucléaire »

Est concernée à date et pour la France, la **Direction de Projet de l'INB Flamanville 3**. 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 du projet Flamanville 3** est le représentant de l'exploitant nucléaire EDF SA pour l'ensemble de cette INB. Il 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 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**

¹⁴ 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).

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.

3.1.2.3 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.

Il prend toutes les dispositions nécessaires à l'exercice par EDF S.A. de sa qualité d'exploitant nucléaire. Il développe 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 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.

Les principes de ce système de management sont déclinés dans les sites en exploitation, sous la responsabilité des **Directeurs d'Unités (CNPE)**.

Le Directeur de la DPN exerce, 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 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.

3.1.2.4 Au niveau des sites nucléaires :

Le **Directeur de l'Aménagement Flamanville 3 est le représentant de l'exploitant nucléaire EDF S.A.** au titre de la délégation du Directeur de Projet 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 ;
- 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 ;
- 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 ;
- 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.

3.2. 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). Cette organisation est présentée en figure 12.

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 de l'énergie nucléaire 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.

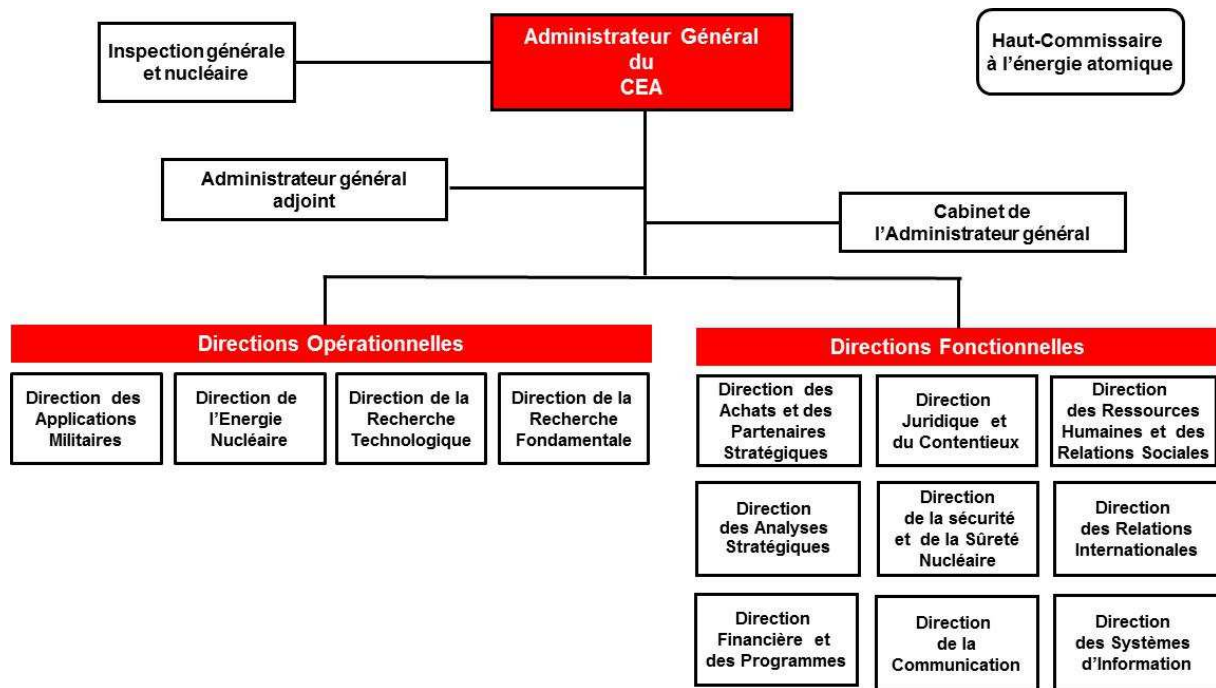


Figure 12 : Organisation générale du CEA depuis janvier 2018

3.3. 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, en association avec ses 11 pays membres scientifiques (Espagne, Italie, Suisse, Autriche, République tchèque, Hongrie, Slovaquie, Pologne, Belgique, Suède et Danemark).

Il est actuellement structuré en quatre divisions dirigées par le directeur :

- la division science regroupe l'ensemble des activités scientifiques ;
- la division projets et techniques gère les infrastructures nécessaires à la réalisation des expériences. En outre, elle regroupe les activités de développement de techniques expérimentales et de construction ou de modification de dispositifs expérimentaux ;
- la division administration à la charge des activités administratives habituelles et de certains services généraux ;
- la division réacteur a la responsabilité du réacteur et de ses installations et équipements annexes.

Le service de radioprotection et de surveillance de l'environnement, qui comprend également l'activité sécurité classique, est directement rattaché au directeur de l'ILL. L'assurance de la qualité et l'analyse des risques sont également directement rattachées 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. Le chef de la division réacteur est l'adjoint du directeur en ce qui concerne la sûreté et la gestion de l'INB et des installations définies dans le rapport de sûreté. À ce titre, il assume la responsabilité de décider, en dernier ressort, de la sûreté des conditions de fonctionnement du réacteur, des instruments et des dispositifs expérimentaux.

ANNEXE 4 – Surveillance de l'environnement

4.1. Nature de la surveillance des rejets des centrales nucléaires (sur la base des autorisations les plus récentes accordées par l'ASN)

4.1.1 Surveillance réglementaire des rejets liquides d'une centrale nucléaire

Tableau 14 : Surveillance réglementaire des rejets liquides d'une centrale nucléaire

ORIGINE ET NATURE	PRÉLÈVEMENTS ET CONTRÔLES RÉGLEMENTAIRES IMPOSÉS A L'EXPLOITANT
<p>RÉSERVOIRS T Effluents résiduaires, Effluents de servitude, Purges GV</p>	<p>Prélèvement dans chaque réservoir, après homogénéisation :</p> <ul style="list-style-type: none"> ▪ analyses préalables au rejet : <ul style="list-style-type: none"> ➤ pH, α_G, β_G, γ_G, ^3H, spectrométrie γ ➤ substances chimiques selon la configuration du site ▪ analyses <i>a posteriori</i> : ^{14}C <p>Mesure en continu de l'activité γ sur la canalisation de rejet en amont de son aboutissement dans les eaux de refroidissement</p> <p>En fin de mois, réalisation d'un échantillon aliquote moyen mensuel</p> <ul style="list-style-type: none"> ▪ analyses : ^{63}Ni, DCO et métaux
<p>Réservoirs EX (Effluents de la salle des machines)</p>	<p>Prélèvement dans chaque réservoir, après homogénéisation</p> <ul style="list-style-type: none"> ▪ analyses préalables au rejet : <ul style="list-style-type: none"> ➤ β_G, ^3H ➤ substances chimiques selon la configuration du site <p>En fin de mois, réalisation d'un échantillon aliquote moyen mensuel</p> <ul style="list-style-type: none"> ▪ analyses : pH, α_G, β_G, γ_G, ^3H, spectrométrie γ
<p>Eaux usées, eaux pluviales</p>	<p>Prélèvements ponctuels d'eau – analyses : β_G, potassium, ^3H</p> <p>Prélèvements, au moins annuels, des dépôts dans les réseaux collecteurs</p> <ul style="list-style-type: none"> ▪ analyses : spectrométrie γ

Activité α_G , β_G , γ_G = activité α , β , γ globale

4.1.2 Surveillance réglementaire des rejets gazeux d'une centrale nucléaire

Tableau 15 : Surveillance réglementaire des rejets gazeux d'une centrale nucléaire

ORIGINE ET NATURE	PRÉLÈVEMENTS ET CONTRÔLES RÉGLEMENTAIRES IMPOSÉS A L'EXPLOITANT
Mesure en continu avec enregistrement de l'activité β_G dans chaque cheminée	
REJETS CONTINUS (ventilations)	Prélèvements instantanés hebdomadaires de gaz – analyses : spectrométrie γ (gaz rares) Prélèvements en continu du tritium et analyses hebdomadaires Prélèvement en continu des halogènes gazeux - analyses hebdomadaires : γ_G , spectrométrie γ Prélèvement en continu des aérosols – analyses hebdomadaires : α_G , β_G , spectrométrie γ Prélèvement en continu du ^{14}C – analyses trimestrielles (mise en place en cours)
REJETS CONCERTÉS (vidange de réservoirs, de l'air des bâtiments réacteurs...)	Prélèvements préalables au rejet de : <ul style="list-style-type: none"> • gaz – analyses : spectrométrie γ (gaz rares), 3H • halogènes gazeux – analyses : γ_G, spectrométrie γ • aérosols – analyses : α_G, β_G, spectrométrie γ

4.1.3 Bilan des rejets des centrales nucléaires (2008-2017)

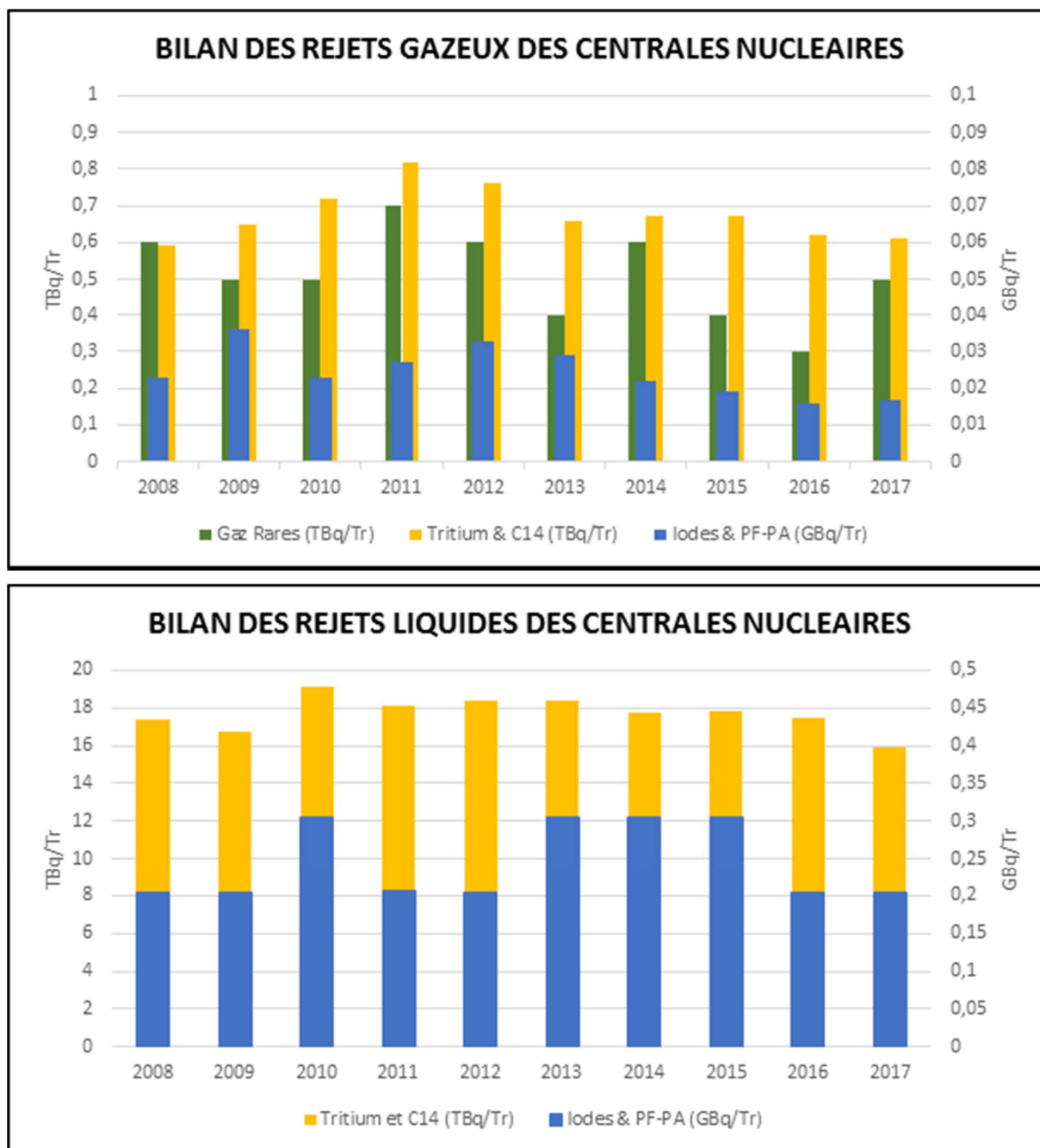


Figure 13 : Bilan des rejets des centrales nucléaires en TBq et GBq par tranche (2008-2017)

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

4.2. Nature de la surveillance autour des centrales nucléaires

Tableau 16 : Nature de la surveillance autour des centrales nucléaires

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.

4.3. Surveillance de l'exposition de la population et de l'environnement, quelques illustrations

Le Réseau national de mesures de la radioactivité de l'environnement (RNM)

L'article R. 1333-25 du 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 ;
- 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.

Le RNM a lancé le 2 février 2010 un site Internet présentant les résultats de la surveillance de la radioactivité dans l'environnement et des informations sur l'impact sanitaire du nucléaire en France. Pour être déversées dans la base du RNM, les mesures doivent obligatoirement être effectuées par des laboratoires agréés par l'Autorité de sûreté nucléaire.

Pour être agréés, les laboratoires doivent satisfaire à deux conditions cumulatives destinées à garantir la fiabilité des mesures :

- à la norme internationale ISO/CEI 17025 ;
- aux essais de comparaison inter-laboratoires organisés par l'IRSN.

Depuis 2010, le site www.mesure-radioactivite.fr rend accessible à tous, en toute transparence, les 300 000 mesures réalisées annuellement en France (qui totalisent en 2016 près de 2 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, www.mesure-radioactivite.fr permet à chacun d'appréhender la surveillance de la radioactivité réalisée autour de son lieu de vie.

Le réseau TELERAY

TELERAY est un ensemble de balises de mesure de la radioactivité gamma ambiante reliées en permanence, par un réseau de transmission de données, à un système de supervision centralisé. Cet ensemble de capteurs répartis sur le territoire national (incluant les DROM-COM) permet à l'IRSN d'assurer une surveillance permanente de l'état radiologique pour le compte des citoyens et des pouvoirs publics. Il remplit également une mission d'alerte en cas de rejets sur le territoire ou plus lointains : ainsi en cas de détection d'une valeur anormale de radioactivité, une alarme est envoyée immédiatement à la personne d'astreinte (24h/24h).

Créé en 1991, le réseau TELERAY a été intégralement modernisé depuis 2011, ceci incluant les balises, le réseau de transmission des données et la supervision. L'IRSN a révisé la couverture du territoire à l'échelle nationale et à proximité des installations nucléaires sources potentielles de risque. Cela s'est traduit notamment par une augmentation du nombre de balises sur les agglomérations situées dans un périmètre compris entre 10 et 30 km autour des installations nucléaires. Le réseau contient d'environ 420 balises sur tout le territoire français.

ANNEXE 5 – Bibliographie

5.1 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.
<http://www.asn.fr/Informer/Publications/Rapports-de-l-ASN>
- /5/ EDF – Rapport de l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire et la radioprotection.
- /6/ CEA - Rapports annuels sûreté nucléaire et radioprotection.
<http://www.cea.fr/Pages/surete-securite/priorite-securite-surete.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 2015 à 2017
https://www.irsn.fr/FR/expertise/rapports_expertise/Documents/environnement/IRSN-ENV_Bilan-Radiologique-France-2015-2017.pdf

5.2 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 6 – Liste des principales abréviations

Tableau 17 : Liste des principales abréviations

AAR	Arrêt automatique du réacteur
AG	Accident grave
AIEA	Agence internationale de l'énergie atomique
AIP	Activité importante pour la protection
ALARA	As Low As Reasonably Achievable
ANDRA	Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs
AP-913	Advanced Process 913 – Méthode d'optimisation de la fiabilité des matériels
APE	Approche par état
AQS	(RHF) Activités « à qualité surveillée »
ASG	Alimentation de secours des générateurs de vapeur
ASN	Autorité de sûreté nucléaire (France)
BK	Bâtiment combustible
CCC	(CEA) Centre de coordination de crise
CEA	Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives
CEMAGREF (maintenant) IRSTEA	Institut national de recherche en sciences et technologies pour l'environnement et l'agriculture
CFH	(EDF) Consultant Facteurs Humains
CFSI	Risque d'éventuelles fraudes ou contrefaçons (définition AIEA)
CICNR	Comité interministériel aux crises nucléaires ou radiologiques
CIRES	(ANDRA) Centre industriel de regroupement, d'entreposage et de stockage
CLI	Commission locale d'information
CMS	Côte majorée de sécurité
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
COFRAC	Comité français d'accréditation
COFSOH	Comité d'orientation sur les facteurs sociaux, organisationnels et humains
CPP	Circuit primaire principal
CSA	(ANDRA) Centre de stockage de l'Aube

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
DEN	(CEA) Direction de l'énergie nucléaire
DGSCGC	Direction générale de la sécurité civile et de la gestion des crises
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
ECS	Évaluation complémentaire de sûreté
ECURIE	European Community Urgent Radiological Information Exchange
EDF	Électricité de France
EIP	Éléments importants pour la protection
ELC	Équipe locale de crise
EPRI	Electric Power Research Institute
EPS	Étude probabiliste de sûreté
ESE	Événements significatifs pour l'environnement
ESPN	Équipement sous pression nucléaire
ESR	Événements significatifs pour la radioprotection
ESS	Événements significatifs pour la sûreté
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
FCE	(CEA) Fichier central de l'expérience
FOH	Facteurs organisationnels et humains
FRAMATOME	Anciennement AREVA-NP, chaudiériste nucléaire
GE LLS	Groupe électrogène d'ultime secours
GIAG	Guide d'intervention en accident grave
GPE	Groupe permanent d'experts
GPEC	Gestion prévisionnelle des emplois et des compétences
GPESPN	Groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaire

GPR	Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires
GPU	Groupe permanent d'experts chargé des usines
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
INBS	INB secrète
INPO	Institute of Nuclear Power Operation
INSAG	(AIEA) International Nuclear Safety Group
IRRS	Integrated Regulatory Review Service
IRSN	Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire
ITER	International Thermonuclear Experimental Reactor
MDEP	Multinational Design Evaluation Programme
MHI	Mitsubishi Heavy Industry
MSNR	Mission de la sûreté nucléaire et de la radioprotection
NIG	(CEA) Note d'instruction générale
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
OSRDE	Observatoires sûreté radioprotection disponibilité environnement
PCC	(EDF) Poste de commandement des contrôles
PCD	Poste de commandement direction
PCD-L	(CEA) Poste de commandement direction-local
PCD-N	(EDF) Directeur de crise-national
PCL	(EDF) Poste de commandement local
PCM	(EDF) Poste de commandement des moyens
PCR	Personne compétente en radioprotection
PCS	Plans communaux de sauvegarde
PFC	Pénétration de fond de cuve

PNGMDR	Plan national de gestion des matières et déchets radioactifs
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/DEN) Système de management intégré « Qualité, Santé/sécurité/sûreté, Environnement »
RANET	(AIEA) Réseau global d'assistance nucléaire (Global Nuclear Response Network)
RAP	Recombineurs auto catalytiques passifs d'hydrogène
RP	Réexamen périodique
RCC	Règles de conception et de construction
RCI	CEA « Responsable de contrat d'installation »
RDS	Rapport de sûreté
REP	Réacteur à eau sous pression
REX	Retour d'expérience
RFS	Règles fondamentales de sûreté
RGE	Règles générales d'exploitation
RGV	Remplacement des générateurs de vapeur
RHF	(Institut Laue-Langevin) Réacteur à haut flux
RJH	Réacteur Jules Horowitz
RNM	Réseau national de mesure de la radioactivité de l'environnement
RPS	Rapport de sûreté
RTGV	Rupture de tube de générateur de vapeur
SDD	Séisme de dimensionnement
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
SMS	Séisme majoré de sécurité
SOH	(EDF) démarche de prise en compte des aspects Socio-Organisationnels et Humain
STE	Spécifications techniques d'exploitation
UNIE	(EDF) Unité d'ingénierie d'exploitation

UNSCEAR	Comité scientifique des Nations unies sur l'étude des effets des rayonnements ionisants
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