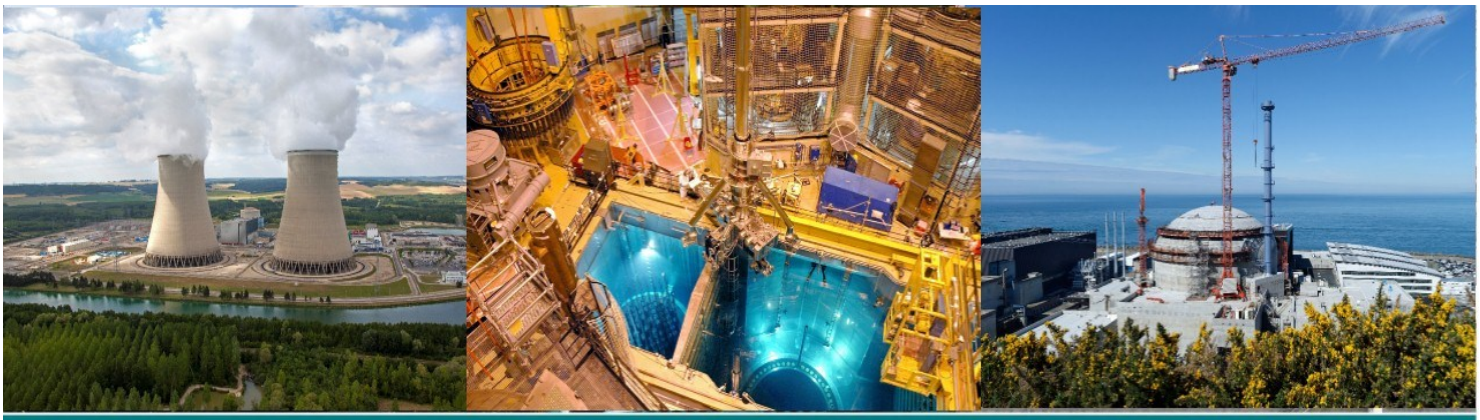


FRANCE

Convention sur la sûreté nucléaire

Septième rapport national
établi en vue
de la réunion d'examen de 2017

Août 2016

Liberté • Égalité • Fraternité
RÉPUBLIQUE FRANÇAISE

Crédit photos page de couverture de gauche à droite :

EDF – Marc Didier (Vues aériennes du CNPE de Nogent sur Seine).

EDF – Francis Chanteloup (légende : CNPE de Paluel - Robot MIS).

EDF – Antoine Soubigou (Le chantier EPR Flamanville 3, avril 2016).

Table des matières

A - Introduction 17
1. Généralités 17
1.1 Objet du rapport 17
1.2 Installations concernées 17
1.3 Auteurs du rapport 17
1.4 Structure du rapport 18
1.5 Publication du rapport 18
2. Politique nationale en matière de nucléaire 19
2.1 Politique en matière de sûreté nucléaire 19
2.2 Politique énergétique 20
B - Résumé 21
3. Résumé 21
3.1 Les enjeux identifiés lors de la 6e réunion d'examen 21
3.2 Les missions internationales de revues par les pairs et l'indépendance du régulateur 22
3.3 Principales évolutions depuis le 6e rapport national de la France 22
3.3.1 Évolution du cadre réglementaire 22
3.3.2 La transparence et l'information au public 23
3.3.3 Evolutions à la suite des réévaluations de sûreté 23
3.3.4 Les suites de la mise en œuvre des actions post-Fukushima 24
3.3.5 Les facteurs organisationnels et humains 25
3.4 Enjeux identifiés par le rapporteur spécial à la 6e réunion d'examen sur le thème du post-Fukushima 26
3.5 Mise en œuvre des principes de la déclaration de Vienne 27
3.6 Perspectives en matière de sûreté pour les trois prochaines années 30
3.6.1 Le contrôle des centrales nucléaires en exploitation 30
3.6.2 Le retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi 30
3.6.3 Le contrôle du réacteur n°3 de Flamanville de type EPR 30
3.6.4 Le contrôle des réacteurs RJH et ITER 31
C - Dispositions générales 32
4. Article 4 : Mesures d'application 32
5. Article 5 : Présentation des rapports 32
6. Article 6 : Installations nucléaires existantes 33
6.1 Les installations nucléaires en France 33

6.1.1 Les réacteurs électronucléaires ... 33
6.1.1.1 Le parc nucléaire existant ... 33
6.1.1.2 Le réacteur EPR Flamanville 3 ... 34
6.1.2 Les réacteurs de recherche ... 34
6.2 Les événements significatifs principaux survenus ces trois dernières années ... 35
6.2.1 Les réacteurs électronucléaires ... 35
6.2.2 Les réacteurs de recherche ... 38
6.3 Poursuite de fonctionnement des réacteurs : maîtrise du vieillissement et réévaluation de sûreté des installations nucléaires ... 38
6.3.1 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires ... 39
6.3.1.1 Les réexamens périodiques ... 39
6.3.1.2 Modifications mises en œuvre à la suite du retour d'expérience sur l'ensemble des paliers ... 45
6.3.1.3 Mesures prises à la suite des tests de résistance ... 47
6.3.2 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche ... 50
6.3.2.1 Les réacteurs du CEA ... 50
6.3.2.2 Le réacteur à haut flux (RHF) de l'Institut Laue-Langevin (ILL) ... 52
6.4 Poursuite de fonctionnement des réacteurs ... 52
6.4.1 Les réacteurs électronucléaires ... 52
6.4.2 Les réacteurs de recherche ... 53
D - Législation et réglementation ... 54
7. Article 7 : Cadre législatif et réglementaire ... 54
7.1 Le cadre législatif et réglementaire ... 54
7.1.1 Les principes ... 56
7.1.2 Les dispositions réglementaires ... 56
7.1.3 Les règles techniques applicables aux INB ... 56
7.1.3.1 Les arrêtés ministériels et interministériels ... 56
7.1.3.2 Les décisions réglementaires à caractère technique prises par l'ASN ... 61
7.1.3.3 Les règles fondamentales de sûreté et les guides de l'ASN ... 61
7.1.3.4 Les codes et normes professionnels élaborés par l'industrie nucléaire française 61
7.2 Les procédures d'autorisation ... 61
7.2.1 Les options de sûreté ... 62
7.2.2 L'autorisation de création et le décret de démantèlement ... 62
7.2.3 L'enquête publique ... 63
7.2.4 La constitution d'une Commission locale d'information (CLI) ... 63
7.2.5 La consultation des autres pays de l'Union européenne ... 63

7.2.6 La consultation des organismes techniques ... 63
7.2.7 Le décret d'autorisation de création (DAC) ... 63
7.2.8 Les prescriptions définies par l'ASN pour l'application du DAC ... 64
7.2.9 La modification d'une INB ... 64
7.2.10 Les autres installations situées dans le périmètre d'une INB ... 64
7.2.11 Les autorisations de mise en service ... 65
7.3 Le contrôle des activités nucléaires ... 65
7.3.1 Le champ du contrôle ... 66
7.3.1.1 Les contrôles de la sûreté nucléaire ... 66
7.3.1.2 Le contrôle de la radioprotection ... 66
7.3.1.3 Les équipements sous pression ... 66
7.3.1.4 Les conditions de travail dans les INB ... 66
7.3.2 Les modalités du contrôle des INB ... 67
7.3.2.1 L'instruction technique des dossiers fournis par l'exploitant ... 67
7.3.2.2 Les autorisations internes ... 68
7.3.2.3 L'utilisation du retour d'expérience ... 69
7.3.2.4 L'inspection ... 69
7.3.3 L'organisation de l'ASN pour le contrôle des INB ... 71
7.3.3.1 L'inspection dans les INB ... 71
7.3.3.2 Le contrôle de la fabrication des équipements sous pression ... 71
7.3.3.3 Les événements significatifs ... 71
7.4 Les sanctions ... 72
8. Article 8 : Organisme de réglementation ... 74
8.1 L'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) ... 74
8.1.1 Organisation ... 76
8.1.1.1 Le collège de l'ASN ... 76
8.1.1.2 Les services centraux de l'ASN ... 77
8.1.1.3 Les divisions territoriales de l'ASN ... 77
8.1.2 Le fonctionnement de l'ASN ... 77
8.1.2.1 Ressources humaines ... 77
8.1.2.2 Moyens financiers ... 78
8.1.2.3 Système de management de la qualité ... 78
8.1.3 Les appuis techniques de l'ASN ... 78
8.1.3.1 L'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) ... 78
8.1.3.2 Les groupes permanents d'experts ... 79

8.2 Les autres acteurs de la sûreté et de la radioprotection ... 80
8.2.1 L'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques (OPECST) ... 80
8.2.2 La Mission sûreté nucléaire et radioprotection (MSNR) ... 80
8.2.3 Les instances consultatives ... 81
8.2.3.1 Le Haut Comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire (HCTISN) ... 81
8.2.3.2 Le Conseil supérieur de la prévention des risques technologiques (CSPRT) ... 81
8.2.4 Les commissions locales d'information (CLI) ... 81
9. Article 9 : Responsabilité du titulaire d'une autorisation ... 83
9.1 La responsabilité première de la sûreté d'une INB ... 83
9.2 La transparence et l'information au public chez les exploitants ... 83
9.2.1 Les mesures prises par EDF ... 83
9.2.2 Les mesures prises par le CEA ... 84
9.2.3 Les mesures prises par l'ILL ... 84
E - Considérations générales de sûreté ... 85
10. Article 10 : Priorité à la sûreté ... 85
10.1 Les demandes de l'ASN ... 85
10.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires ... 85
10.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche ... 87
10.3.1 Les réacteurs du CEA ... 87
10.3.2 Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL ... 89
10.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN ... 89
10.4.1 L'ASN ... 89
10.4.2 Les exploitants ... 90
11. Article 11 : Ressources financières et humaines ... 92
11.1 Les ressources financières ... 92
11.1.1 Les demandes de l'ASN ... 92
11.1.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires ... 92
11.1.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche ... 93
11.1.3.1 Les réacteurs du CEA ... 93
11.1.3.2 Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL ... 93
11.1.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN ... 94
11.1.4.1 Les réacteurs électronucléaires ... 94
11.1.4.2 Les réacteurs de recherche ... 94
11.2 Les ressources humaines ... 95

11.2.1 Les demandes de l'ASN 95
11.2.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires 95
11.2.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche 96
11.2.3.1 Les réacteurs du CEA 96
11.2.3.2 Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL 97
11.2.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN 97
12. Article 12 : Facteurs humains 99
12.1 Les demandes de l'ASN 99
12.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires 99
12.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche 100
12.3.1 Les réacteurs du CEA 100
12.3.2 Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL 101
12.4 Le contrôle et l'analyse de l'ASN 101
12.4.1 Les facteurs organisationnels et humains dans l'exploitation des réacteurs électronucléaires 101
12.4.2 Les facteurs organisationnels et humains dans l'exploitation des réacteurs de recherche 102
12.4.3 Travaux réalisés sur les facteurs organisationnels et humains dans le cadre des ECS 102
13. Article 13 : Assurance de la qualité 104
13.1 Les demandes de l'ASN 104
13.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires 104
13.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche 106
13.3.1 Les réacteurs du CEA 106
13.3.2 Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL 107
13.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN 107
13.4.1 Assurance de la qualité de la construction et de l'exploitation des réacteurs électronucléaires 107
13.4.1.1 Surveillance générale de la qualité en construction et en exploitation 107
13.4.1.2 Le choix et la surveillance des prestataires 108
13.4.2 Assurance de la qualité de l'exploitation des réacteurs de recherche 108
14. Article 14 : Evaluation et vérification de la sûreté 110
14.1 Evaluation de sûreté avant la construction et la mise en service d'une INB 110
14.1.1 Les demandes de l'ASN 110
14.1.1.1 Le cadre réglementaire 110
14.1.1.2 Évaluations complémentaires de sûreté 110

14.1.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires 111
14.1.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche 111
14.1.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN 111
14.1.4.1 Examen de la conception détaillée du réacteur EPR de Flamanville 111
14.1.4.2 Les évaluations complémentaires de sûreté 112
14.2 Evaluation et vérification de la sûreté durant l'exploitation 112
14.2.1 Les demandes de l'ASN 112
14.2.1.1 Corriger les anomalies 112
14.2.1.2 Examiner les événements et le retour d'expérience d'exploitation 112
14.2.1.3 Les réexamens périodiques 113
14.2.1.4 Les phénomènes de vieillissement 114
14.2.1.5 Les modifications apportées aux matériels et aux règles d'exploitation 115
14.2.1.6 Les tests de résistance après l'accident de Fukushima Daiichi et les suites 115
14.2.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires 116
14.2.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche 117
14.2.3.1 Les réacteurs du CEA 117
14.2.3.2 Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL 117
14.2.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN 118
14.2.4.1 Les réacteurs électronucléaires 118
14.2.4.2 Les réacteurs de recherche 124
14.3 Application des méthodes probabilistes d'évaluation des risques 124
14.3.1 Les demandes de l'ASN 125
14.3.1.1 Les réacteurs électronucléaires 125
14.3.1.2 Les réacteurs de recherche 126
14.3.2 Les typologies d'EPS développées pour les réacteurs électronucléaires 126
14.3.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche 127
14.3.3.1 Les réacteurs du CEA 127
14.3.3.2 Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL 128
14.3.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN 128
15. Article 15 : Radioprotection 130
15.1 Réglementation et demandes de l'ASN 130
15.1.1 Le code de la santé publique et les principes généraux de la radioprotection 130
15.1.1.1 Le principe de justification 130
15.1.1.2 Le principe d'optimisation 131
15.1.1.3 Le principe de limitation 131

15.1.2 La protection générale de la population 131
15.1.2.1 Les limites de dose pour le public 131
15.1.2.2 La surveillance radiologique de l'environnement 131
15.1.2.3 La protection des personnes en situation d'urgence radiologique 134
15.1.2.4 Niveaux de référence et d'intervention 134
15.1.2.5 La protection de la population en situation d'exposition durable 135
15.1.3 La protection des travailleurs 135
15.1.3.1 Les limites de dose pour le travailleur 135
15.1.3.2 Le zonage 136
15.1.3.3 La personne compétente en radioprotection (PCR) 136
15.1.3.4 Le suivi dosimétrique des travailleurs 137
15.1.3.5 Les contrôles techniques de radioprotection 138
15.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires 139
15.2.1 La radioprotection des travailleurs 139
15.2.2 La radioprotection du public 141
15.2.2.1 Rejets d'effluents radioactifs 141
15.2.2.2 La surveillance de l'environnement 142
15.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche 143
15.3.1 Les réacteurs du CEA 143
15.3.2 Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL 144
15.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN 145
15.4.1 Exposition des travailleurs 145
15.4.1.1 Le contrôle de l'ASN 145
15.4.1.2 Centrales électronucléaires 145
15.4.1.3 Les réacteurs de recherche 146
15.4.2 Exposition de la population et de l'environnement 147
15.4.2.1 Le contrôle des rejets dans l'environnement des centrales électronucléaires ... 147
15.4.2.2 Les réacteurs de recherche 148
16. Article 16 : Organisation pour les cas d'urgence 149
16.1 L'organisation générale pour les cas d'urgence 149
16.1.1 L'organisation au niveau local 152
16.1.2 L'organisation au niveau national 153
16.1.3 Les plans d'urgence 154
16.1.3.1 Les plans d'urgence et les plans de secours relatifs aux INB 154
16.1.3.2 Le plan national de réponse « Accident nucléaire ou radiologique majeur » 155

16.1.3.3 Les plans de réponse aux accidents de transport de substances radioactives . 155
16.1.3.4 La réponse aux autres situations d'urgence radiologique 156
16.1.3.5 Le rôle de l'ASN dans l'élaboration et le suivi des plans d'urgence..... 156
16.2 Les missions de l'ASN..... 157
16.2.1 Le contrôle des dispositions prises par l'exploitant..... 158
16.2.2 Le conseil au Gouvernement et au préfet 158
16.2.3 La diffusion de l'information..... 159
16.2.4 La fonction d'autorité compétente au titre des conventions internationales..... 159
16.2.5 L'organisation de l'ASN 159
16.2.5.1 S'organiser pour les accidents survenant sur les INB 159
16.2.5.2 S'organiser pour toute autre situation d'urgence radiologique 160
16.2.5.3 Gréement du centre de crise de l'ASN en situations réelles 161
16.3 Le rôle et l'organisation des exploitants de réacteurs..... 162
16.3.1 Le rôle et l'organisation d'EDF 162
16.3.1.1 L'organisation..... 162
16.3.1.2 Mise en place de la Force d'action rapide nucléaire (FARN)..... 165
16.3.2 Le rôle et l'organisation du CEA..... 165
16.3.3 Le rôle et l'organisation de l'Institut Laue-Langevin (ILL) 166
16.4 Les exercices de crise..... 167
16.4.1 Les exercices nationaux de crise nucléaire..... 167
16.4.2 Les exercices internationaux et la coopération internationale 171
16.5 Préparer les actions de protection du public..... 171
16.5.1 Les actions de protection générale 172
16.5.2 Les comprimés d'iode 172
16.5.3 La prise en charge des personnes contaminées..... 173
16.6 Appréhender les conséquences à long terme 173
F – Sureté des installations..... 176
17. Article 17 : Choix de site 176
17.1 Demandes de l'ASN 176
17.1.1 Evaluation des facteurs pertinents liés au site 176
17.1.2 Evaluation de l'incidence d'une INB sur la population et l'environnement..... 176
17.1.3 Réévaluation des facteurs pertinents 176
17.1.4 Consultation des pays voisins 177
17.1.5 Consultation du public..... 177
17.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires..... 177

17.2.1 Evénements externes - Séisme ... 178
17.2.2 Evénements externes – Inondations ... 182
17.2.3 Evénements externes - Conditions climatiques extrêmes ... 183
17.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche ... 185
17.3.1 Les réacteurs du CEA ... 185
17.3.2 Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL ... 185
17.4 L'analyse de l'ASN ... 185
17.4.1 Réacteurs électronucléaires ... 185
17.4.1.1 Évolution du dimensionnement aux risques naturels et humains à la suite des évaluations complémentaires de sûreté ... 186
17.4.1.2 Réacteur n°3 de Flamanville (EPR) ... 189
17.4.2 Réacteurs de recherche ... 189
18. Article 18 : Conception et construction ... 190
18.1 Le concept de défense en profondeur ... 190
18.1.1 Les demandes de l'ASN ... 190
18.1.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires ... 191
18.1.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche ... 191
18.1.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN ... 192
18.1.4.1 Les réacteurs électronucléaires ... 192
18.1.4.2 Les réacteurs de recherche ... 192
18.2 Qualification des technologies utilisées ... 192
18.2.1 Les demandes de l'ASN ... 192
18.2.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires ... 193
18.2.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche ... 194
18.2.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN ... 194
18.2.4.1 L'évaluation de conformité des équipements sous pression nucléaires (ESPN) 194
18.2.4.2 Le réacteur n°3 de Flamanville de type EPR ... 195
18.2.4.3 Réacteurs électronucléaires en exploitation ... 196
18.3 Critères de conception ... 197
18.3.1 Les demandes de l'ASN ... 197
18.3.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires ... 198
18.3.2.1 Critères de conception (réacteurs existants et cas de l'EPR) ... 198
18.3.2.2 Le retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi (réacteurs existants et EPR) ... 199
18.3.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche ... 201
18.3.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN ... 202

18.3.4.1 Le contrôle de la construction du réacteur n° 3 de Flamanville 202
18.3.4.2 Le contrôle de la construction pour les réacteurs RJH et ITER 205
19. Article 19 : Exploitation 206
19.1 La mise en service d'une INB 206
19.1.1 Les demandes de l'ASN 206
19.1.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires 207
19.1.2.1 Mise en service de réacteurs d'EDF 207
19.1.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche 208
19.1.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN 208
19.1.4.1 Les réacteurs électronucléaires 208
19.1.4.2 Les réacteurs de recherche 209
19.2 Le domaine d'exploitation des INB 209
19.2.1 Les demandes de l'ASN 210
19.2.1.1 Les demandes de l'ASN pour les réacteurs électronucléaires 210
19.2.1.2 Les demandes de l'ASN pour les réacteurs de recherche 210
19.2.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires 211
19.2.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche 212
19.2.3.1 Les réacteurs du CEA 212
19.2.3.2 Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL 212
19.2.4 Le contrôle et l'analyse de l'ASN 212
19.2.4.1 Le contrôle et l'analyse de l'ASN pour les réacteurs électronucléaires 212
19.2.4.2 Le contrôle et l'analyse de l'ASN pour les réacteurs de recherche 213
19.3 Procédures d'exploitation, de maintenance, d'inspection et de test 213
19.3.1 Les demandes de l'ASN 213
19.3.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires 213
19.3.2.1 Contrôles et essais 213
19.3.2.2 Maintenance 214
19.3.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche 217
19.3.3.1 Les réacteurs du CEA 217
19.3.3.2 Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL 217
19.3.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN 217
19.3.4.1 Réacteurs électronucléaires 217
19.3.4.2 Réacteurs de recherche 220
19.4 La gestion des incidents et accidents 221
19.4.1 Les demandes de l'ASN 221

19.4.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires 221
19.4.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche 227
19.4.3.1 Les réacteurs du CEA 227
19.4.3.2 Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL 227
19.4.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN 228
19.4.4.1 L'analyse et le contrôle de l'ASN pour les réacteurs électronucléaires 228
19.4.4.2 L'analyse et le contrôle de l'ASN pour les réacteurs de recherche 230
19.5 Les supports techniques 231
19.5.1 Les demandes de l'ASN 231
19.5.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires 231
19.5.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche 231
19.5.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN 231
19.6 Les événements significatifs 232
19.6.1 Les demandes de l'ASN 232
19.6.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires 233
19.6.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche 233
19.6.3.1 Les réacteurs du CEA 233
19.6.3.2 Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL 234
19.6.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN 234
19.7 La prise en compte du retour d'expérience 237
19.7.1 Les demandes de l'ASN 237
19.7.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires 238
19.7.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche 240
19.7.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN 240
Prise en compte du retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi 241
19.8 La gestion des déchets et du combustible usé 242
19.8.1 Les demandes de l'ASN 243
19.8.1.1 Gestion des déchets radioactifs 243
19.8.1.2 Gestion du combustible usé 243
19.8.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires 244
19.8.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche 246
19.8.3.1 Les réacteurs du CEA 246
19.8.3.2 Le réacteur à haut flux (RHF) de l'ILL 246
19.8.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN 246
19.8.4.1 Gestion des déchets radioactifs 246

19.8.4.2 Gestion du combustible usé 247
G – Coopération internationale 248
20. Les mesures de coopération internationale 248
20.1 Les activités internationales de l'ASN 248
20.2 Les activités internationales de l'IRSN sur la sûreté des réacteurs 249
20.3 Les activités internationales d'EDF sur la sûreté des réacteurs 249
20.4 Les activités internationales du CEA sur la sûreté des réacteurs 250
20.5 La participation française au groupe sur la sûreté et la sécurité nucléaires du G7 250
ANNEXE 1 – Liste et localisation des réacteurs nucléaires en France 251
ANNEXE 2 – Principaux textes législatifs et réglementaires 256
ANNEXE 3 – Organisation des exploitants de réacteurs nucléaires 264
ANNEXE 4 – Surveillance de l'environnement 270
ANNEXE 5 – Missions OSART 275
ANNEXE 6 – Bibliographie 278
ANNEXE 7 – Liste des principales abréviations 279

Liste des figures

Figure 1 : Différents niveaux de réglementation 54
Figure 2 : Structure du projet de nouvelle réglementation technique 60
Figure 3 : Organisation générale de l'ASN 76
Figure 4 : Processus de réexamen périodique 113
Figure 5 : Fonctionnement du système SISERI (source IRSN) 138
Figure 6 : Évolution de l'activité rejetée (hors tritium et carbone 14) par voie liquide de 1994 à 2015 . 141
Figure 7 : Dose collective moyenne par réacteur (H.Sv/tr) 146
Figure 8 : Le rôle de l'ASN en situation de crise nucléaire 158
Figure 9 : Nombre d'exercices et de situations d'urgences 169
Figure 10 : Évolution du nombre d'événements significatifs classés sur l'échelle INES dans les centrales nucléaires d'EDF de 2007 à 2015 235
Figure 11 : Évolution du nombre d'événements significatifs par domaine dans les centrales nucléaires d'EDF de 2007 à 2015 235
Figure 12 : Nombre moyen d'événements significatifs classés sur l'échelle INES dans les centrales nucléaires d'EDF par type de réacteur par an pour l'année 2015 236
Figure 13 : Evolution du nombre d'événements significatifs pour les réacteurs de recherche 236
Figure 14: Répartition des événements significatifs par domaine pour les réacteurs de recherche 237
Figure 15: Carte de France situant les réacteurs nucléaires en exploitation et en construction 251
Figure 16: Organisation de la sûreté nucléaire et du contrôle à EDF 264
Figure 17 : Organisation générale du CEA jusqu'à fin 2015 267
Figure 18 : Organisation générale du CEA à partir de janvier 2016 268
Figure 19 : Bilan des rejets des centrales nucléaires (2006-2015) 271
Figure 20 : implantation des stations de surveillance de l'environnement en 2015 (source : IRSN) 273
Figure 21 : Implantation des stations du réseau Téléray en 2015 (source : IRSN) 274

Liste des tableaux

Tableau 1 : Visites décennales des paliers de réacteurs électronucléaires 39

Tableau 2 : Réglementation des ESPN..... 57

Tableau 3 : Nombre d'inspections réalisées par l'ASN dans les INB 71

Tableau 4 : Nombre d'événements significatifs déclarés par les exploitants des INB..... 72

Tableau 5 : Mesures administratives et procès-verbaux concernant les INB ou le transport de matières radioactives transmis au procureur de la République 73

Tableau 6 : EPS actuellement disponibles et les principales catégories d'événements initiateurs retenus par palier des réacteurs français..... 126

Tableau 7 : Rejets radioactifs liquides et gazeux annuels moyens par réacteur..... 142

Tableau 8 : Bilan de la dosimétrie passive externe sur l'exercice 2012-2014 147

Tableau 9 : Positionnement des différents acteurs en situation d'urgence radiologique 160

Tableau 10 : Gréement en situation réelle du centre d'urgence de l'ASN..... 161

Tableau 11 : Caractéristiques essentielles des exercices nationaux menés en 2015..... 170

Tableau 12 : Inspections réalisées sur le site de construction du réacteur n° 3 de Flamanville..... 203

Tableau 13 : Réacteurs électronucléaires en exploitation et en construction..... 252

Tableau 14 : Réacteurs de recherche en exploitation, au sens administratif, et en construction 255

Tableau 15 : Liste des décisions réglementaires de l'ASN à fin juin 2016 257

Tableau 16 : Liste des guides de l'ASN en projet..... 262

Tableau 17 : Surveillance réglementaire des rejets liquides d'une centrale nucléaire 270

Tableau 18 : Surveillance réglementaire des rejets gazeux d'une centrale nucléaire 270

Tableau 19 : Nature de la surveillance autour des centrales nucléaires 272

Tableau 20 : Liste des missions OSART organisées en France 275

Tableau 21 : Liste des principales abréviations 279

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 septième rapport, établi conformément à l'article 5 de la Convention et qui couvre la période de 2013 à mi-2016, 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 (cf. § 6.1) et à ce titre l'essentiel de ce rapport est consacré aux mesures prises pour en assurer la sûreté. Néanmoins, la France a décidé de présenter également dans ce septième rapport, comme elle l'avait fait dans les précédents, les mesures prises pour l'ensemble des réacteurs de recherche.

En effet, tout d'abord, 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. Ensuite, 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) et l'Institut Laue – Langevin (ILL). La version finale a été achevée en juillet 2016 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 six 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, révisés lors de la sixième réunion d'examen en 2014. 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 permet d'avoir une description des principales évolutions depuis le sixième rapport national et des perspectives de sûreté pour les trois prochaines années. 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 sept 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 a décidé de rendre 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).

En matière de sûreté nucléaire, 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.

Ainsi, 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 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. Le contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection assuré par l'ASN est décrit au chapitre 8. Certaines décisions de l'ASN doivent être homologuées par le ministre chargé de la sûreté nucléaire (ministre de l'environnement, de l'énergie et de la mer).

La loi n° 2015-992 du 17 août 2015 *relative à la transition énergétique pour la croissance verte*, dite « loi TECV », a permis de renforcer le cadre législatif de la sûreté nucléaire et l'information des citoyens. Le cadre s'appliquant aux commissions locales d'information (CLI) auprès des INB est ajusté afin que, pour les INB frontalières, les CLI puissent inclure des membres issus des pays étrangers concernés. Au-delà des propositions des exploitants faites dans le « cahier des charges social » remis au Gouvernement en juillet 2012 et d'ores et déjà mis en œuvre dans le cadre des appels d'offres, la loi permet 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, selon la procédure suivante :

- l'exploitant qui prévoit d'arrêter définitivement son installation est tenu de le déclarer 2 ans à l'avance (ou sinon, au plus tôt) ; il ne peut plus ensuite redémarrer son installation ;
- il est alors tenu de déposer sous 2 ans un dossier proposant les conditions de démantèlement ;
- le démantèlement est ensuite prescrit par décret.

Il est enfin prévu qu'une installation arrêtée pendant 2 ans soit considérée comme arrêtée définitivement, sauf cas particulier validé par le ministre chargé de la sûreté nucléaire sans toutefois dépasser une durée de 5 ans.

A - Introduction

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 prévenir les actes de malveillance utilisant des sources radioactives ou des matières nucléaires.

Cette ordonnance, prise en application de la loi TECV, renforce tout d'abord 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. L'ASN se voit dotée d'une commission des sanctions à cet effet. L'autorité pourra 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, qu'elles soient utilisées dans l'industrie nucléaire, l'industrie classique ou encore pour la recherche, afin d'en prévenir le vol et l'utilisation malveillante. Ce dispositif sera contrôlé par l'Autorité de sûreté nucléaire. Elle dote en outre le Haut fonctionnaire de défense et de sécurité du MEEM 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.

L'ordonnance apporte par ailleurs un certain nombre d'autres avancées dans les domaines de la sûreté et de la transparence en matière nucléaire. Notamment, elle :

- transpose la directive européenne relative aux déchets radioactifs, réaffirmant l'interdiction de stocker en France des déchets radioactifs étrangers, et obligeant au stockage sur le territoire national des déchets d'origine française ;
- étend les obligations de transparence des exploitants nucléaires, et renforce leur responsabilité ;
- réaffirme l'importance de la protection de la santé des travailleurs du secteur nucléaire ;
- instaure, pour les vendeurs ou bailleurs de biens immobiliers situés dans des zones à potentiel radon, une obligation d'informer les acquéreurs ou locataires de l'existence de ces risques ;
- autorise la mise en place de servitudes d'utilité publique sur les terrains et bâtiments pollués par des substances radioactives.

2.2 Politique énergétique

Avec la loi TECV, la France s'est aussi dotée d'outils de pilotage du mix de la production électrique.

La transition énergétique passera désormais par une diversification des sources de production et d'approvisionnement en électricité avec notamment pour objectif de réduire les émissions de gaz à effet de serre. Cette diversification appellera en premier lieu une accélération de la montée en puissance des énergies renouvelables conformément aux engagements européens de la France à l'horizon 2020, ce qui implique une diminution de la part du nucléaire, pour atteindre un objectif de 50 % de production nucléaire à l'horizon 2025.

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. La mise en service de l'EPR de Flamanville conduira ainsi à la fermeture par EDF de réacteurs d'une puissance totale équivalente.

B - RESUME

3. Résumé

3.1 Les enjeux identifiés lors de la 6e réunion d'examen

À l'issue de la 6e réunion d'examen de la CSN les enjeux suivants ont été identifiés pour la France, en sus du contrôle des réacteurs en exploitation :

1. **Finaliser la prise en compte des leçons tirées de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi**

   Voir à ce sujet le § 6.3.1.3 où l'on présente les tests de résistance et les 3 phases de la mise en œuvre et de l'état d'avancement du plan d'action national post-Fukushima. Voir également le § 14.1.1.2 où sont présentées les Evaluations Complémentaires de Sûreté.

2. **Finaliser les études pour la poursuite de fonctionnement des centrales nucléaires au-delà de 40 ans**

   Voir à ce sujet le § 6.3.1 qui traite de la poursuite de fonctionnement des réacteurs électronucléaires.

3. **Continuer à s'intéresser aux enjeux liés à la culture de sûreté**

   L'ASN a engagé à la suite de la mission IRRS accueillie en 2014 un travail de comparaison internationale sur la culture de sûreté avec pour but de rédiger un document politique précisant comment l'ASN intégrait cette question dans ses pratiques, et comment la culture de sûreté se déclinait dans les quatre valeurs fondamentales de l'ASN (compétence, rigueur, indépendance et transparence).

4. **Continuer à travailler dans le domaine des études probabilistes de sûreté (EPS)**

   - Séisme – risque sismique ;
   - Evénements internes – fiabilité des données ;
   - Piscine d'entreposage du combustible usé – perte de refroidissement et vidange rapide ;
   - Incendie – validation des hypothèses.

   Voir à ce sujet le § 14.3 sur l'application des méthodes probabilistes d'évaluation des risques.

5. **Se concentrer sur le transfert et le maintien des connaissances**

   - Renouvellement des équipes de l'ordre de 40% sur la période 2008 – 2017 ;
   - Renforcement des programmes de formation.

   Voir à ce sujet le § 11.2 sur les ressources humaines.

6. **Garantir des ressources humaines et financières suffisantes**

   - Besoin de compétences particulières pour mener à bien les projets complexes à venir (mise en œuvre de mesures post-Fukushima, poursuite de fonctionnement des centrales nucléaires, harmonisation des mesures de protection des populations).

Voir à ce sujet le chapitre 8 et le § 11.2.

7. **Maintenir les efforts en termes de qualité des activités de maintenance et d'identification des enjeux relatifs à la gestion des arrêts (par exemple, réduction de la dose collective et gestion des calendriers d'arrêts)**

   Voir à ce sujet le § 19.3.

8. **Définir les orientations sur le rôle de la sous-traitance en situation d'accident grave**

   Voir à ce sujet les § 12.4.3 (Travaux réalisés sur les facteurs organisationnels et humains dans le cadre des ECS) et 19.7.4 (Publication du plan d'action national sur la mise en œuvre en France des recommandations issues des tests de résistance européens menés en 2011).

3.2 Les missions internationales de revues par les pairs et l'indépendance du régulateur

En France, la loi TSN de 2006 a conféré à l'ASN le statut d'autorité administrative indépendante (cf. § 2.1). L'action de l'ASN s'exerce de manière autonome, indépendante, et en toute impartialité. Cette indépendance est incarnée par le collège de l'ASN (cf. § 8.1.1.1).

L'ASN s'investit dans les missions d'audit IRRS (*Integrated Regulatory Review Service*) ; elle s'est soumise à l'une de ces missions en 2006 et à sa mission de suivi en 2009. À la demande de la France, l'ASN a accueilli une autre mission d'audit IRRS en 2014, dite « full scope » (cf. § 10.4.1).

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 (cf. Annexe 5) et met à disposition des experts français pour participer à de telles missions à l'étranger. En 2016, l'ensemble du parc nucléaire français a fait l'objet d'au moins une mission OSART.

De plus, toutes les centrales électronucléaires du parc sont auditées par l'association mondiale des exploitants nucléaires (WANO) à travers des revues par les pairs. Depuis 2015, chaque unité fait l'objet d'une revue tous les quatre ans jointe à un audit de l'inspection nucléaire d'EDF (cf. § 10.2).

3.3 Principales évolutions depuis le 6e rapport national de la France

3.3.1 Évolution du cadre réglementaire

La loi TSN de 2006 et ses textes d'application (décret « procédures INB » de 2007, 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 (cf. § 7.1).

En 2014, est intervenue la directive 2014/87/EURATOM du 8 juillet 2014 qui complète la directive 2009/71/Euratom du 25 juin 2009 établissant un cadre communautaire pour la sûreté nucléaire des installations nucléaires et lui apporte des améliorations substantielles (cf. § 7.1).

La loi TECV comporte un titre VI dont les dispositions renforcent la sûreté nucléaire et l'information des citoyens (cf. § 7.1).

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).

Par ailleurs, les exigences relatives à la démonstration de sûreté, que doit fournir l'exploitant, s'inspirent largement des normes de sûreté de l'AIEA.

La réglementation française qui impose un réexamen périodique des installations nucléaires et les objectifs fixés par l'ASN dans le cadre des réexamens périodiques en cours répondent aux objectifs décrits au § 3.5 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.

3.3.2 La transparence et l'information au public

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 (cf. § 8.1).

Depuis janvier 2013, l'ASN rend publics sur son site internet les courriers de prise de position qu'elle émet sur des sujets importants. Par ailleurs, en application de la loi TECV, tous les avis de l'IRSN rendus sur saisine des autorités après le 17 février 2016 sont publiés.

Concernant les exploitants d'installations nucléaires, des actions de transparence et de communication sont menées à différents niveaux pour permettre d'informer au mieux le public sur le fonctionnement des installations, les événements techniques et les activités concernant la sûreté (cf. § 9.2).

3.3.3 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 ou lors de la mise en œuvre de modifications à la suite du retour d'expérience, sont présentés au § 6.3. Les principaux thèmes d'évolution sont les suivants pour les réacteurs électronucléaires :

- 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.

Par ailleurs, à la suite de ces réévaluations de sûreté, l'ASN a porté une appréciation générale sur les performances des centrales nucléaires en matière de sûreté, de radioprotection, d'environnement et d'inspection du travail.

- En 2009, l'ASN a rendu un premier avis générique sur la poursuite de fonctionnement des réacteurs de 900 MWe au-delà de trente ans. Cette appréciation doit être complétée par une prise de position réacteur par réacteur : voir le détail au § 6.3.1.1.2.
- L'intégration des améliorations issues du deuxième réexamen périodique des réacteurs de 1300MWe a été achevée en 2014 avec le réacteur de Golfech 2. Les conclusions des deuxièmes réexamens périodiques des réacteurs de Belleville 1 et 2, Cattenom 4, Flamanville 1 et 2, Golfech

1 et 2, Paluel 3 et 4 et Penly 2 sont actuellement en cours d'instruction. L'ASN prévoit de prendre position sur la poursuite du fonctionnement de ces réacteurs et de fixer des prescriptions complémentaires visant à conforter la sûreté de ces sites en 2016 et 2017. Par ailleurs, début 2015, l'ASN a rendu un premier avis générique sur la poursuite du fonctionnement des réacteurs de 1300 MWe au-delà de trente ans. L'ASN se prononcera de façon spécifique sur la poursuite du réacteur de Paluel 2 (premier réacteur de 1300 MWe intégrant les améliorations de sûreté prévues dans le cadre du troisième réexamen périodique) après remise du rapport de conclusions du réexamen (prévue en 2017).

- Les quatre réacteurs de 1450 MWe ont fait l'objet de leur première visite décennale. A cette occasion ont été réalisés les contrôles de conformité prévus et les modifications issues du premier réexamen périodique. L'ASN prévoit de se prononcer en 2016 sur la poursuite de fonctionnement de ces réacteurs après examen des rapports de conclusions remis par EDF.

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.

3.3.4 Les suites de la mise en œuvre des actions post-Fukushima

Sur la base des conclusions des tests de résistance menés aux niveaux européen (Stress tests) et national (Evaluations complémentaires de sûreté – ECS), l'ASN a pris un ensemble de décisions en date du 26 juin 2012 (EDF et CEA) et du 10 juillet 2012 (ILL), demandant à EDF, au CEA et à l'ILL de mettre en place :

- un « noyau dur » de dispositions matérielles et organisationnelles visant à :
  - prévenir un accident grave 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 ;
- pour EDF, une force d'action rapide nucléaire (FARN), permettant, sur la base de moyens mobiles extérieurs au site, d'intervenir sur un site nucléaire en situation pré-accidentelle ou accidentelle.

D'autre part, un ensemble d'actions complémentaires correctives ou d'améliorations ont été prescrites, 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'agressions internes et externes de manière étendue, l'amélioration de la prise en compte des situations d'urgence. Pour le réacteur Masurca du CEA, les conclusions de l'ECS (cf. § 14.1.1.2) ont conduit l'ASN à prescrire l'évacuation des matières fissiles entreposées dans l'installation.

L'ASN a complété ses demandes par un ensemble de décisions du 21 novembre 2013 pour l'ILL, du 21 janvier 2014 pour EDF, et du 8 janvier 2015 pour le CEA visant à préciser certaines exigences de conception du noyau dur et des dispositions des sites pour la gestion des situations d'urgence. Pour le CEA, ces dispositions, propres à un réacteur ou communes à l'ensemble des installations d'un même site, comprennent notamment la mise en place d'une organisation pour assurer un renfort entre sites au niveau local d'une part pour la gestion à long terme d'une situation accidentelle et d'autre part pour l'autonomie de fonctionnement des équipements du noyau dur pendant les 48 premières heures.

Pour les réacteurs électronucléaires, afin de 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 a été 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.
- **Phase 2 (2015- environ 2020) :** 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) :** 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.

Pour les réacteurs de recherche, les compléments d'étude aux ECS sont prévues jusqu'en 2016. La mise en œuvre des dispositions organisationnelles pour la gestion des situations d'urgences et des nouveaux matériels appartenant au noyau dur va se poursuivre jusqu'en 2018. L'ILL sera la première INB à déployer entièrement son « noyau dur » qui sera presque achevé à l'issue du grand arrêt prévu en 2017.

Plus de détails sur les mesures post-Fukushima et leur mise en œuvre sont présentés au § 6.3.1.3.

3.3.5 Les facteurs organisationnels et humains

L'ASN estime nécessaire de faire progresser la réflexion et les travaux concernant la contribution de l'homme et des organisations à la sûreté des installations nucléaires et a, par conséquent, mis en place un Comité d'orientation sur les facteurs sociaux, organisationnels et humains (COFSOH, cf. § 12.4.3). Les échanges au sein de ce comité portent sur les thématiques suivantes : les conditions d'exercice de la sous-traitance et la relation entre donneur d'ordre et sous-traitants, l'articulation entre la « sécurité gérée » et la « sécurité réglée », la gestion des situations de crise et les questions juridiques soulevées par ces sujets.

3.4 Enjeux identifiés par le rapporteur spécial à la 6e réunion d'examen sur le thème du post-Fukushima

Lors de la 6e réunion d'examen de la CSN, une revue croisée de l'ensemble des rapports nationaux sur le thème des mesures post-Fukushima a été conduite par un rapporteur spécial, M. Petteri Tiippana (Finlande).

À partir des observations issues de cette revue, un certain nombre de défis à prendre en considération par les Parties contractantes ont été recensés par le rapporteur spécial :

1. **Comment réduire les écarts entre les Parties contractantes vis-à-vis des améliorations de sûreté apportées aux installations nucléaires ?**

   La prise en compte du REX international est traitée au § 19.7.

   Par ailleurs, concernant plus spécifiquement les actions post-Fukushima, il est indiqué au § 14.2.1.6 que le plan d'action national de la France prend en compte les recommandations issues de la revue par les pairs au niveau européen et celles issues de la 2nd réunion extraordinaire de la CSN. Ce plan d'action prend en compte un REX international et n'est pas seulement le résultat d'une réflexion au niveau national.

   Enfin, l'ASN participe activement aux travaux de l'association WENRA visant à harmoniser « par le haut » les niveaux de sûreté des installations nouvelles et existantes.

2. **Comment harmoniser les plans d'urgence et les mesures d'intervention ?**

   La position de 2014 des associations HERCA et WENRA (cf. § 16.1) pour une meilleure coordination transfrontalière des actions de protection durant la première phase d'un accident nucléaire 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 informations suffisantes sont disponibles, un alignement des mesures de protection des populations des pays voisins sur celles décidées par le pays où l'accident s'est produit ;
     - si des mesures urgentes de protection des populations sont nécessaires mais que peu d'informations sont disponibles, des mesures prédéfinies à mettre en œuvre de façon « réflexe ».

   Un bilan de la mise en œuvre de cette approche par les Etats membres doit être présenté à l'ENSREG en 2016 (cf. § 16.1).

3. **Comment tirer davantage parti du retour d'expérience de l'exploitation des installations nucléaires et du contrôle réglementaire, ainsi que des services internationaux d'examen par des pairs ?**

   La France met en œuvre des réexamens périodiques de la sûreté des installations, ce qui permet d'intégrer le retour d'expérience d'exploitation et de mettre en place des modifications destinées à améliorer la sûreté des réacteurs (cf. § 6.3). Par ailleurs, le plan d'action national de la France établi à la suite de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi prend en compte la revue par les pairs réalisée au sein de l'Union Européenne. Enfin, le fonctionnement courant des

installations bénéficie de revues par les pairs régulières (OSART, revues par l'association WANO) (cf. § 3.2).

4. **Comment renforcer l'indépendance de l'organisme de réglementation, la culture de sûreté, la transparence et l'ouverture ?**

   - Concernant l'indépendance de l'organisme de règlementation, cf. § 3.2 ;
   - Pour ce qui concerne la transparence de l'exploitant, cf. § 9.2 ;
   - Pour ce qui concerne la culture de sûreté, cf. § 10.

5. **Comment encourager tous les pays à s'engager à prendre part à la coopération internationale et à tenir leur engagement ?**

   La coopération entre autorités de sûreté se développe dans des cadres bilatéral, régional (par exemple européen) et international. Ces trois échelles de coopération apparaissent comme utiles et complémentaires pour la mise en œuvre d'actions de différents niveaux.

   Les échanges bilatéraux sont souvent riches et fructueux pour les deux parties. Ils permettent d'une part une meilleure connaissance de la réglementation et des pratiques sur le terrain et d'autre part un suivi continu des dossiers d'actualité de part et d'autre. Ils sont essentiels dans les relations entre autorités contrôlant des parcs frontaliers.

   Au plan régional, les démarches entreprises par les autorités de sûreté s'intéressent généralement à des sujets plus larges avec une plus grande hauteur de vue. Les clubs et associations régionaux constituent un forum de réflexion et de discussions intéressant pour des pays nucléaires et non nucléaires partageant une même zone géographique mais n'ayant pas les ressources humaines et financières nécessaires pour développer des relations bilatérales étroites. L'importance de la mise en place d'outils communs pour faciliter la circulation d'informations et harmoniser la gestion des situations de crise entre pays voisins est évidente. La réalisation de revues par les pairs au sein d'une même région géographique sur des thèmes précis est susceptible de pouvoir améliorer la sûreté des installations de manière efficace.

   Les enceintes internationales rassemblent un grand nombre d'autorités de sûreté et de représentants des pays membres en organisant des événements majeurs, et notamment les réunions d'examen des conventions. La disparité de taille des parcs électronucléaires, le grand nombre de participants, la teneur des débats peuvent entrainer une dilution des messages importants et ne pas favoriser la mise en œuvre des recommandations formulées à l'issue de la réunion d'examen. L'organisation de revues transverses des contributions des différents pays sur des thèmes bien définis couvrant les domaines d'intérêt commun à toutes ou partie des parties contractantes pourrait susciter des discussions de bon niveau et déboucher sur quelques recommandations claires et concises dont la mise en œuvre pourrait être présentée lors de réunions intermédiaires entre deux réunions d'examen.

   Le § 20.1 présente les activités internationales de l'ASN.

3.5 Mise en œuvre des principes de la déclaration de Vienne

Lors de la 6e réunion d'examen de la CSN, les Parties contractantes ont approuvé l'organisation d'une Conférence Diplomatique dont l'objectif était de permettre aux Parties contractantes de discuter la proposition d'amendement de la Suisse concernant l'article 18 de la Convention.

B - Résumé

Cette conférence s'est tenue à Vienne le 9 février 2015 et a débouché sur l'adoption, par consensus de l'ensemble des Parties contractantes présentes, de la déclaration de Vienne sur la sûreté nucléaire.

Cette déclaration 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 § 7.1 relatif au cadre législatif et réglementaire, le § 18.3.2 relatif aux critères de conception et le § 19.4.2 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 ». L'ASN ne pourra autoriser la mise en service de Flamanville 3 qu'après qu'EDF aura démontré le respect de ces exigences. Dans son dossier de demande d'autorisation de mise en service de FLA3, EDF a transmis des éléments de démonstration. Une séance du groupe permanent d'experts dédiée aux réacteurs a été consacrée à l'analyse de ces éléments en octobre 2015. L'ASN prévoit de prendre position sur cette thématique en 2016.

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 § 6.3.1.1 et 14.2.1.3 relatif aux réexamens périodiques, § 6.3.1.2 relatif aux modifications mises en œuvre à la suite du retour d'expérience, § 6.3.1.3 relatif aux mesures prises à la suite des tests de résistance,§ 7.1 relatif au cadre technique et réglementaire ainsi que le § 19.4.2 relatif à la gestion des incidents et accidents.

   La France met en œuvre des réexamens périodiques de la sûreté des installations, ce qui permet d'intégrer le retour d'expérience d'exploitation et de mettre en place des modifications destinées à améliorer la sûreté des réacteurs (cf. § 6.3). Ces réexamens périodiques comportent non seulement une 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. À cette occasion, l'ASN demande aux exploitants de réaliser des modifications des installations destinées à se rapprocher de ces objectifs.

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'installation nucléaire. 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.

Pour ce qui concerne les réacteurs électronucléaires, 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. Par ailleurs, les missions OSART réalisées sur les sites ou au niveau des services centraux de l'exploitant (cf. Annexe 5), s'appuient également sur les normes de l'AIEA et les bonnes pratiques en vigueur.

L'ordonnance n° 2016-128 du 10 février 2016 portant diverses dispositions en matière nucléaire renforce la réglementation en prévoyant 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'Etat 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 prendront la forme de missions « IRRS » comme indiqué aux § 3.2 et 10.4.1.

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'Etat sous la forme d'évaluations nationales suivies d'examens 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, l'arrêté INB et les décisions réglementaires de l'ASN (cf. annexe 2) intègrent dans la réglementation française les niveaux de référence de WENRA.

3.6 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 :

3.6.1 Le contrôle des centrales nucléaires en exploitation

Le contrôle des centrales nucléaires en exploitation reste une priorité de l'ASN qui considère que l'amélioration des installations en fonctionnement impose en amont la maîtrise de l'état des réacteurs, des référentiels d'exploitation (dont les règles générales d'exploitation) et des opérations d'exploitation courantes telles les activités de maintenance, de contrôle et de conduite. Ces domaines d'activité nécessitent de la part d'EDF la poursuite de ses efforts. En matière de protection de l'environnement, l'ASN poursuit l'instruction des dossiers de modification des autorisations de rejets et de prélèvements d'eau et veille à fixer les limites de rejets en fonction des meilleures techniques disponibles, des objectifs de protection des milieux et en prenant en compte le retour d'expérience du parc en exploitation.

Le réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe dans la perspective de la prolongation de leur durée de fonctionnement au-delà de 40 ans est le cadre retenu par l'ASN pour, d'une part, réinterroger la capacité d'EDF à maintenir ses installations et leurs documentations d'exploitation conformes aux exigences définies et, d'autre part, renforcer les objectifs de sûreté de ces installations. L'ASN s'attache à partager les enseignements qu'elle tire de cette démarche au niveau international.

3.6.2 Le retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi

Dans la continuité des actions menées en 2012, l'ASN porte une attention particulière à la prise en compte par EDF, le CEA et l'ILL du retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi. L'ASN assure un suivi spécifique des dispositions nécessaires à la mise en œuvre des mesures complémentaires de sûreté demandées à la suite des ECS. L'ASN a pris position sur la proposition de ces exploitants pour la mise en place d'un « noyau dur » de dispositions matérielles et organisationnelles permettant de maîtriser les fonctions fondamentales de sûreté dans des situations extrêmes. L'ASN a complété ses demandes par un ensemble de décisions en date des 21 novembre 2013, 21 janvier 2014 et 8 janvier 2015 visant à préciser certaines dispositions du « noyau dur » et exigences associées. Elle examine actuellement les niveaux d'aléas naturels à considérer pour les situations retenues pour le noyau dur et le dimensionnement de ces systèmes en lien avec les stratégies de prévention et de maîtrise des accidents proposées.

3.6.3 Le contrôle du réacteur n°3 de Flamanville de type EPR

L'ASN a reçu les dossiers de demande d'autorisation de mise en service et de mise en service partielle de Flamanville 3. Elle a réalisé une analyse de la recevabilité de ces deux dossiers et adressé des demandes de compléments à EDF. Par ailleurs, l'ASN a engagé l'instruction technique de ces dossiers.

L'ASN a ainsi pu instruire les sujets relatifs à la démarche de classement des matériels, aux études probabilistes de sûreté de niveau 1 ou encore à la conception détaillée de certains systèmes.

Le contrôle de la construction (§ 18.3.4.1) et des essais de démarrage (§ 19.1.2) du réacteur n° 3 de Flamanville se poursuivra jusqu'à la fin de la procédure d'instruction de demande d'autorisation de mise en service. Au plus fort des activités de montage et d'essais des systèmes, l'ASN compte privilégier dans son action de contrôle la surveillance par EDF de la qualité des réalisations et la prévention des risques d'accident du travail. En parallèle, l'ASN poursuivra l'examen de la demande d'autorisation de mise en service. Elle s'attachera à coopérer autant que possible avec ses homologues étrangères, en particulier dans le cadre du groupe MDEP, de façon à parvenir à des positions harmonisées.

3.6.4 Le contrôle des réacteurs RJH et ITER

Les deux principales installations de recherche actuellement en construction en France sont le 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 chez les fournisseurs ont montré jusqu'à présent une bonne maîtrise des enjeux de sûreté sur ces chantiers.

Les retards significatifs pris sur ces chantiers n'ont à ce stade pas d'enjeux de sûreté. Les modifications de calendrier ont conduit l'ASN à accepter une demande d'ITER de modifier la décision qui encadre la conception et la construction de l'installation. La décision no 2013-DC-0379 du 12 novembre 2013 a été modifiée par la décision no 2015-DC-0529 du 22 octobre 2015 afin de modifier certaines échéances pour la transmission de certaines analyses de sûreté (système de détritiation, hotte de transfert automatisée, bâtiment annexe, …).

C - DISPOSITIONS GENERALES

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 septième 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.

En 2015 les réacteurs électronucléaires de la filière REP ont produit 416,8 TWh, soit environ 76 % de la production d'électricité de la France (respectivement 415,9 TWh et 77% en 2014; 403,7 TWh et 73% en 2013). 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, aujourd'hui AREVA NP. 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 autres 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 2015, la moyenne d'âge des réacteurs, calculée à partir des dates de première divergence des réacteurs, se répartit comme suit :

- 34 ans pour les trente-quatre réacteurs de 900 MWe ;
- 28 ans pour les vingt réacteurs de 1300 MWe ;
- 18 ans pour les quatre réacteurs du palier N4.

Du fait de la standardisation du parc électronucléaire français, certaines nouveautés technologiques ont été introduites successivement, au fur et à mesure de la conception et de la réalisation des réacteurs nucléaires.

La conception des bâtiments, la présence d'un circuit de refroidissement intermédiaire entre celui permettant l'aspersion dans l'enceinte en cas d'accident et celui contenant l'eau de la rivière, ainsi qu'un pilotage plus souple, distinguent le palier CPY du palier CP0.

Des modifications importantes par rapport au palier CPY ont été apportées dans la conception des circuits et des systèmes de protection du cœur des réacteurs de 1300 MWe et dans celle des bâtiments qui les abritent. L'augmentation de puissance se traduit par un circuit primaire à quatre générateurs de vapeur, au lieu de trois pour les réacteurs de 900 MWe. Par ailleurs, l'enceinte de confinement du réacteur comporte une double paroi en béton au lieu d'une seule paroi doublée d'une peau d'étanchéité en acier comme sur le palier 900 MWe. Les réacteurs du palier P'4 présentent quelques différences mineures avec ceux du palier P4, notamment en ce qui concerne le bâtiment du combustible et les configurations de circuits.

Enfin, le palier N4 se distingue des paliers précédents notamment par la conception des générateurs de vapeur, plus compacts, et des pompes primaires, ainsi que par l'utilisation d'une interface informatisée pour la conduite du réacteur.

6.1.1.2 Le réacteur EPR Flamanville 3

Depuis 2007, la construction d'un réacteur de type EPR a démarré sur le site de Flamanville.

À fin 2015, 98% du génie civil principal est réalisé : les 2 dômes du bâtiment réacteur ont notamment été bétonnés. La plupart des composants mécaniques de la chaudière ont été livrés sur le chantier et introduits dans le bâtiment réacteur. Le soudage de ces éléments est en cours de finalisation et aura été marqué par la détection de plusieurs indications dans les soudures. La cuve du réacteur fait aujourd'hui l'objet d'un programme de qualification complémentaire (cf. § 18.2.4.2.1).

6.1.2 Les réacteurs de recherche

Bien que n'entrant pas formellement dans le champ de la Convention, le présent rapport décrit également les mesures prises concernant la sûreté des réacteurs de recherche, lesquels sont soumis en France à la même réglementation que les réacteurs électronucléaires.

Il y a en France 11 réacteurs de recherche en exploitation, au sens administratif, c'est-à-dire qu'ils sont toujours soumis au régime réglementaire d'une installation en exploitation. Ce décompte tient donc compte des installations à l'arrêt, que ce soit de façon provisoire pour permettre la réalisation de travaux de rénovation ou de modifications, ou de façon définitive dans l'optique d'un prochain démantèlement (cas de Phénix, voir ci-dessous). En outre, un réacteur, Ulysse, a changé de statut en cours de période, du fait de la promulgation en août 2014 de son décret de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement.

La grande majorité des réacteurs de recherche situés en France sont de type piscine. Seul le réacteur Masurca, de type maquette critique, est refroidi activement à l'air. Le réacteur à neutrons rapides Phénix, qui servait à la recherche et produisait de l'électricité, a été découplé du réseau et cessé tout fonctionnement en puissance en 2009 et est maintenu à l'arrêt.

Ces réacteurs ont, pour la plupart, été mis en service entre les années 1960 et 1980. Ils ont généralement fait l'objet, depuis, de travaux significatifs d'amélioration de leur sûreté. Cependant, à l'issue de son

réexamen périodique, les exigences de sûreté ont conduit à l'arrêt définitif du réacteur Osiris en 2015. Le réacteur Phébus est lui aussi définitivement arrêté.

Parmi ces 11 réacteurs de recherche, 10 sont exploités par le CEA sur ses centres de Cadarache, Saclay et Marcoule.

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

Le CEA, en partenariat avec EDF et AREVA et d'autres organismes étrangers, construit à Cadarache le réacteur Jules Horowitz (RJH), dans l'optique qu'il prenne la suite des réacteurs d'irradiation européens actuellement en service dont le vieillissement va entraîner la mise à l'arrêt à court ou moyen terme. Ce nouveau réacteur d'irradiation, de type piscine, contribuera à couvrir les besoins en matière de recherche et développement, ainsi que de production de radioéléments artificiels à usage médical ou encore de silicium dopé pour l'industrie électronique.

Les travaux de génie civil sont en cours de finalisation et la mise en service du réacteur est actuellement programmée pour 2019.

En France, les exigences réglementaires qui s'appliquent aux réacteurs de recherche sont les mêmes que celles qui s'appliquent à d'autres installations nucléaires, notamment les réacteurs de puissance. L'analyse de leur démonstration de sûreté et les dispositions prises pour la garantir sont le fruit d'une « approche graduée » qui consiste à adapter les moyens à mettre en œuvre aux différents risques que ces installations peuvent présenter. Lorsque cela s'y prête, l'ASN peut s'appuyer sur des exigences qui sont spécifiquement applicables aux réacteurs de recherche, ou à certains types d'opérations qui y sont conduites. Il ne s'agit toutefois que d'adaptations d'exigences réglementaires existant par ailleurs.

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

À ces réacteurs s'ajoute le projet ITER (*International Thermonuclear Experimental Reactor*) qui concerne une installation expérimentale dont l'objectif est la démonstration scientifique et technique de la maîtrise de l'énergie de fusion thermonucléaire obtenue par confinement magnétique d'un plasma deutérium-tritium, lors d'expériences de longue durée avec une puissance significative (500 MW pendant 400 s).

6.2 Les événements significatifs principaux survenus ces trois dernières années

L'analyse des événements significatifs survenus sur la période 2013-2015 ainsi que l'appréciation de l'ASN figurent dans le § 19.6.

Les événements les plus significatifs (de niveau 1 ou 2 sur l'échelle INES) sont détaillés ci-dessous.

6.2.1 Les réacteurs électronucléaires

Événement significatif pour la radioprotection déclaré le 26 avril 2013 concernant la contamination externe d'un intervenant pour des activités de brossage

Le 24 avril 2013, un travailleur de l'entreprise Kaefer Wanner, prestataire d'EDF, a été accidentellement exposé, au niveau du cou, à une dose supérieure à la limite réglementaire annuelle associée.

Ce travailleur a été irradié pendant l'arrêt programmé du réacteur n°4 de la centrale nucléaire du Blayais (Gironde), lors d'une activité de maintenance. Il a été pris en charge par le service de médecine du travail du site et présente un bilan clinique normal.

L'analyse de cet incident a permis de revoir la prise en charge des personnes contaminées.

En raison du dépassement de la limite réglementaire de dose annuelle à la peau, l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) a confirmé le classement de cet événement au niveau 2 de l'échelle internationale de gravité des événements nucléaires et radiologiques (INES).

Événement significatif pour la sureté générique déclaré le 28 mars 2014 concernant un écart de température dans les locaux du groupe turbo alternateur de secours (TAS LLS)

Les apports thermiques du groupe turbo alternateur (TAS LLS) conduisent, dans le local concerné, à atteindre en moins d'une heure des températures supérieures aux températures admissibles par certains matériels eux-mêmes nécessaires au fonctionnement du TAS LLS.

En cas de perte totale des alimentations électriques ou en cas de défaillance des deux tableaux électriques secourus LHA et LHB, le TAS LLS permet d'assurer l'alimentation en électricité des fonctions suivantes :

- l'injection aux joints des pompes primaires (IJPP), nécessaire pour maintenir l'intégrité du circuit primaire ;
- l'éclairage de secours dans la salle de commande ;
- le contrôle-commande ultime, qui permet notamment de régler le débit d'alimentation en eau de secours des générateurs de vapeur (GV).

Par ailleurs, pour les réacteurs du Bugey, le fonctionnement de la turbo pompe de secours d'alimentation des générateurs de vapeur (TPS ASG) située dans le même local que le TAS LLS, ne peut être garanti. En conséquence, le TAS LLS et, pour les réacteurs du Bugey, la TPS pourraient ne pas être en mesure d'assurer leur mission, à savoir le maintien de l'intégrité et le refroidissement du circuit primaire principal durant les 24h retenues dans la démonstration de sûreté pour les situations de perte totale des alimentations électriques, dites "situations H3".

L'ASN a demandé à EDF de mettre en place une série de dispositions conservatoires et compensatoires, dans l'attente de la résolution pérenne de cet écart.

Compte tenu de ces éléments, l'événement a été classé au niveau 1 sur l'échelle internationale INES.

Événement significatif pour la sureté déclaré le 29 mai 2015 concernant l'ouverture intempestive de la vanne 1 GCT 021 VV entraînant l'arrêt automatique du réacteur et l'injection de sécurité à Cattenom.

Le 28 mai 2015, le réacteur 1 de la centrale nucléaire de Cattenom était maintenu à une puissance nucléaire voisine de 2 % de sa puissance nominale, après avoir achevé les essais de redémarrage qui ont suivi son arrêt pour maintenance et renouvellement partiel du combustible. Le refroidissement du réacteur était assuré par les générateurs de vapeur.

Le système de protection du réacteur a déclenché une série d'actions automatiques qui ont provoqué l'arrêt automatique du réacteur à la suite d'un blocage, en position complètement ouverte, d'une vanne du système de contournement vapeur de la turbine. La dégradation des paramètres thermohydrauliques du réacteur a conduit l'exploitant à déclencher le plan d'urgence interne (PUI).

La cause technique de cet événement est une défaillance matérielle du positionneur d'une vanne de décharge de vapeur du circuit secondaire.

La fuite de vapeur a été stoppée par la fermeture d'une seconde vanne. EDF a réduit la pression et la température du circuit primaire principal du réacteur. Les conditions permettant le raccordement au circuit normal de refroidissement à l'arrêt ont été atteintes et la connexion à ce circuit a été effectuée à court terme Le réacteur a par la suite été amené à des conditions normales de fonctionnement. Il n'y a pas eu de rejets radioactifs dans l'environnement.

L'ASN a réalisé dès le 29 mai 2015 des inspections réactives sur le site de Cattenom. L'événement a été classé au niveau 1 sur l'échelle internationale INES.

Événement significatif pour la sûreté déclaré le 12 octobre 2015 concernant la perte des alimentations électriques externes du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Flamanville.

Le 9 octobre 2015, le réacteur 2 de la centrale nucléaire de Flamanville était en arrêt pour maintenance et renouvellement du combustible depuis le 22 août 2015. Le cœur du réacteur était déchargé et les assemblages de combustible étaient entreposés dans la piscine du bâtiment combustible. Dans cette configuration, la fonction de sûreté consistant au refroidissement de cette piscine doit être assurée de manière continue.

Alors que des travaux étaient en cours sur la source d'alimentation électrique principale, une fuite d'huile est survenue à la suite de la rupture d'un joint du système de réfrigération du transformateur auxiliaire, entraînant son arrêt et la perte des alimentations électriques externes du réacteur. L'alimentation électrique de la piscine du bâtiment combustible a alors été assurée par un groupe électrogène de secours. L'exploitant a mis en place une surveillance renforcée de ce groupe et a prévu un approvisionnement suffisant en carburant afin de pouvoir compléter les réserves disponibles.

EDF a également pré-positionné la turbine à combustion du site afin de pallier une éventuelle défaillance du groupe électrogène. Il disposait également d'un appoint en eau suffisant pour alimenter, en tant que de besoin, la piscine du bâtiment combustible.

Les critères de déclenchement du plan d'urgence interne n'ont pas été atteints, et il n'y a pas eu de rejet radioactif ou d'hydrocarbure dans l'environnement. Le transformateur auxiliaire a été remis sous tension le 13 octobre 2015 à 9h05. Deux inspections réactives ont été effectuées, l'une le 13 octobre 2015, et l'autre les 22 et 23 octobre 2015.

Cet événement a été classé au niveau 1 de l'échelle internationale INES.

Événement significatif pour la sureté déclaré le 12 novembre 2015 concernant la tenue sismique de la file banalisée RRI du palier CPY.

En 2010, EDF a déclaré un premier événement significatif affectant la tenue sismique du système de réfrigération intermédiaire (RRI) du palier 1300 MWe. Cet écart a conduit EDF à lancer des études complémentaires sur l'ensemble des réacteurs du parc. Les études ont démontrées que les paliers N4 et CP0 ne sont pas concernés par l'écart de conformité. Cependant en 2014, l'exploitant a signalé l'émergence d'un écart de conformité sur le palier CPY et a déclaré le 12 novembre 2015 un événement significatif pour la sureté. L'écart affecte plusieurs supports dont les notes de dimensionnement de la ligne ne correspondent pas précisément aux plans.

De ce fait, les calculs de dimensionnement optimisés démontrent que plusieurs supports de la partie commune du circuit du système de réfrigération intermédiaire (RRI) sont susceptibles de ne pas résister à un séisme majoré de sécurité (SMS), ce qui empêcherait le circuit RRI de remplir sa fonction de sûreté.

La perte du système RRI, entrainerait à terme sur le circuit primaire une brèche par perte du refroidissement des joints des pompes primaires. La perte du système conduirait également à terme au dénoyage des éléments combustibles par perte du système de refroidissement de la piscine de refroidissement du combustible et affecterait la fonction de régénération des échangeurs REN secondaires.

Des actions permettant de pallier la perte du RRI ont été mises en place par EDF. Notamment, l'utilisation des moyens locaux et nationaux de réalimentation en eau de la piscine du bâtiment combustible, et des instructions temporaires ont été rédigées afin de protéger les joints des pompes primaires par isolement manuel. La démarche de remise en conformité de ce circuit est en cours de déploiement. Les réacteurs les plus sensibles seront remis en conformité en 2016, les autres suivront en 2017 et 2018.

L'événement a été classé au niveau 1 sur l'échelle internationale INES.

6.2.2 Les réacteurs de recherche

L'événement du 13 juillet 2013 survenu sur l'installation RHF de l'ILL a été classé au niveau 1 de l'échelle INES. Il est relatif à la présence d'un faisceau de rayonnements ionisants issu d'un dispositif expérimental, en dehors du bâtiment réacteur, dans une zone non prévue à cet effet. Deux expérimentateurs qui stationnaient à proximité du bâtiment réacteur ont été alertés par leur dosimètre opérationnel de la présence d'un débit de dose significatif non prévu. Les investigations ont révélé la mise en service d'un instrument expérimental dont la protection radiologique n'était pas complètement en place et qui a été arrêté dès la découverte de l'anomalie. Les deux expérimentateurs auraient reçu une dose efficace maximale de 15µSv, pour une limite autorisée de 20mSv ou 20 000µSv par an. Des investigations complémentaires ont été engagées pour les seize personnes ayant potentiellement circulé dans la zone pendant la période concernée. Ces investigations n'ont pas mis en évidence d'exposition radiologique supérieure aux seuils d'enregistrement.

L'événement du 24 juin 2015 survenu sur l'installation RHF de l'ILL a été classé au niveau 1 de l'échelle INES. Un opérateur a exposé la peau de la paume de sa main au-delà du quart de la limite annuelle réglementaire de dose, lors de la réalisation d'une opération de contrôle d'un appareil de radioprotection comprenant la manipulation d'une source radioactive d'étalonnage. La dose reçue à la paume de la main de l'agent est estimée à 250 mSv.

L'événement du 8 juillet 2015 relatif au non-respect de la dépression requise dans l'enceinte du bâtiment réacteur du RHF de l'ILL a été lassé au niveau 1 de l'échelle INES. La dépression à l'intérieur de l'enceinte du BR permet d'en assurer le confinement dynamique. Lors d'un relevé des paramètres de fonctionnement de l'installation, l'exploitant a constaté une légère surpression dans l'enceinte. Cette situation a duré environ onze heures. La perte de la dépression aurait dû être signalée dès son apparition par une alarme qui n'a pas fonctionné parce qu'elle était inhibée.

6.3 Poursuite de fonctionnement des réacteurs : maîtrise du vieillissement et réévaluation de sûreté des installations nucléaires

Le mécanisme des réévaluations de sûreté est présenté au chapitre 14. Les principales améliorations de sûreté en cours de mise en œuvre ou déjà apportées aux installations nucléaires depuis le précédent rapport de la France sont résumées dans les paragraphes ci-après.

6.3.1 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

En application de l'article L. 593-18 du code de l'environnement, l'exploitant est tenu mener tous les dix ans un réexamen périodique de ses installations, afin de s'assurer de leur conformité aux règles qui leur sont applicables, de vérifier la maîtrise de leur vieillissement mais également de procéder à une réévaluation de leur sûreté. Les visites décennales sont l'occasion privilégiée de procéder à des contrôles de grande ampleur et de procéder à des modifications des installations, destinées à en améliorer la sûreté.

6.3.1.1 Les réexamens périodiques

Le processus de réexamen périodique, qui s'appuie sur les résultats de R&D et les observations issues des activités de maintenance permettant d'assurer la conformité et la tenue des matériels dans la durée vis-à-vis des mécanismes de vieillissement (cf. § 19.3.2.2), permet à EDF de poursuivre l'exploitation des réacteurs, sous réserve de l'accord de l'ASN. Il s'appuie sur l'examen du retour d'expérience, de l'évolution des connaissances et de l'évolution des standards de sûreté.

Le réexamen périodique est pratiqué à l'occasion des visites décennales des réacteurs. Le tableau n°1 montre l'avancement des visites décennales (VD) pour les différents paliers standardisés de réacteurs nucléaires.

	VD1 10 ans	VD2 20 ans	VD3 30 ans	VD4 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
1500 MWE 4 boucles (4 tranches)	Fait	2019 à 2022	2029 à 2032	2039 à 2042

Tableau 1 : Visites décennales des paliers de réacteurs électronucléaires

Sur la période 2013-2015, les principaux projets ont concerné les réacteurs de 900 MWe (réalisation des VD3 et préparation des VD4), les réacteurs de 1300 MWe (réalisation des VD2, préparation et première VD3) et les 4 réacteurs du palier N4 (préparation des VD2).

À fin 2015, les VD3 ont été effectuées sur 28 réacteurs de 900 MWe (sur 34). Les VD2 ont été effectuées sur les 20 réacteurs de 1300 MWe et la première VD3 a débuté sur un réacteur de 1300 MWe. Les VD1 ont été effectuées sur tous les réacteurs N4.

6.3.1.1.1 Maîtrise du vieillissement : la justification de la tenue en service des cuves des réacteurs

En fonctionnement, le métal de la cuve 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 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.

L'ASN examine régulièrement les dossiers relatifs aux cuves transmis par EDF.

Ainsi le dossier relatif à la tenue en service des cuves des réacteurs de 900 MWe pour les dix ans suivant leurs troisièmes visites décennales 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. L'ASN instruit à présent les premières réponses apportées par EDF dans ce dossier et s'est positionnée en avril 2016 sur le dossier relatif à la tenue en service des cuves des réacteurs de 1300 MWe au-delà de leurs troisièmes visites décennales.

6.3.1.1.2 Troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe (VD3)

Le détail sur la gestion du vieillissement lors des VD3 des réacteurs de 900 MWe est abordé au § 14.2.1.4.

Parmi les principales évolutions consécutives aux VD3 des réacteurs de 900 MWe, on peut citer :

- Le renforcement de la tenue sismique (principalement le site du Bugey) ;
- L'amélioration de la prise en compte du risque induit par les gaz explosifs. Les locaux à risque d'atmosphère explosive ont été équipés de détecteurs d'hydrogène et/ou de matériel antidéflagrant ;
- Le renforcement de la robustesse des sites par rapport aux agressions externes d'origine naturelle, essentiellement par une amélioration de la fiabilité des diesels sur le long terme ;
- La prise en compte des risques de vidange rapide des piscines d'entreposage du combustible usé. Les modifications qui sont mises en œuvre ont pour objectif d'augmenter le délai disponible pour l'opérateur pour la mise en position sûre des assemblages combustibles en cours de manutention : arrêt automatique des pompes de piscine sur très bas niveau et mesure de la vitesse de vidange ;
- L'amélioration de la gestion des accidents graves, notamment par la fiabilisation du dispositif de dépressurisation du circuit primaire avec les soupapes du pressuriseur, même en cas d'accident grave généré par une perte des alimentations électriques ;
- La prise en compte de l'obsolescence des matériels de contrôle-commande pour la rénovation de certains matériels ne pouvant atteindre les 40 ans.

En 2009, l'ASN a rendu un premier avis générique sur la poursuite de fonctionnement des réacteurs de 900 MWe au-delà de trente ans. Cette appréciation doit être complétée par une prise de position réacteur par réacteur. Après s'être prononcée en 2010 sur la poursuite de fonctionnement au-delà de son troisième réexamen du réacteur n°1 de Tricastin et en 2011 sur celle du réacteur n° 1 de Fessenheim à l'issue de leur troisième visite décennale (VD3), l'ASN s'est prononcée favorablement sur la poursuite de fonctionnement du réacteur n° 2 du Bugey en 2012, du réacteur n° 2 de Fessenheim et du réacteur n° 4 du Bugey en 2013, du réacteur n° 5 du Bugey et du réacteur n° 1 de Dampierre en 2014, et des réacteurs n° 2 et 3 de Tricastin en 2015. Ces décisions de l'ASN sur la poursuite de fonctionnement sont accessibles sur le site Internet de l'ASN. Par ailleurs, les réacteurs n° 1, 3 et 4 de Blayais n° 1, 2, 3 et 4 de Dampierre,n° 1, 2, 3 et 4 de Gravelines, n° 3 du Bugey, n° 1 de Chinon B, n° 1 et 2 de Saint-Laurent, n° 4 de Tricastin et n° 1 et 3 de Cruas ont intégré les améliorations issues du réexamen périodique dans le cadre de leur troisième visite décennale.

Parmi les travaux notables engagés à la suite des prescriptions de l'ASN, les réacteurs n° 1 et 2 de Fessenheim ont fait l'objet de chantiers de renforcement du radier et de mise en place d'un appoint ultime achevés en 2013.

L'ASN se prononcera de la même manière sur la poursuite de fonctionnement des réacteurs n'ayant pas encore fait l'objet de position après examen de leur rapport de réexamen remis par EDF (en 2016 et 2017, Dampierre 2, Blayais 1, Gravelines 1, Bugey 3, Gravelines 3).

6.3.1.1.3 Deuxièmes visites décennales des réacteurs de 1300 MWe (VD2)

L'ASN s'est prononcée favorablement en 2006 concernant la poursuite de l'exploitation des réacteurs de 1300 MWe au-delà de leur deuxième visite décennale, sous réserve de la réalisation effective des modifications décidées dans le cadre de ce réexamen. Les améliorations découlant de ce réexamen périodique ont été intégrées jusqu'en 2014 à l'occasion des deuxièmes visites décennales.

Parmi les modifications les plus notables, on peut citer :

- optimisation de l'exutoire de pression enceinte (filtres à sable) en situation de perte de source froide et d'alimentation en eau des générateurs de vapeur ;
- diversification des moyens de surveillance du niveau de la bâche d'alimentation en eau des générateurs de vapeur ;
- amélioration de la mise en service des pompes des circuits d'injection de sécurité et d'aspersion de l'enceinte par une commande sécurisée ;
- fiabilisation et amélioration de la robustesse de l'ébulliomètre ;
- modification du contrôle commande de la ligne de décharge du circuit de contrôle volumétrique et chimique ;
- amélioration de la mise en service du turboalternateur de secours avec réalimentation de la pompe de test ;
- fiabilisation de la fonction de refroidissement par le système de réfrigération à l'arrêt.

Le premier arrêt VD2 1300 MWe a été celui de Paluel 2 en 2005. Le retour d'expérience de ce réacteur a permis de valider le lot de modifications pour l'ensemble du palier.

Sur la période 2013-2015, l'ASN s'est prononcée sur la poursuite de fonctionnement des réacteurs Nogent 1 et 2, Penly 1, Cattenom 2 et 3 et Saint-Alban 1 et 2. Ces décisions de l'ASN sur la poursuite de fonctionnement sont accessibles sur le site Internet de l'ASN.

En 2016 et 2017, l'ASN fera part au ministre en charge de la sûreté nucléaire de sa position sur la poursuite de fonctionnement des réacteurs Belleville 1 et 2, Cattenom 4, Golfech 1 et 2, Flamanville 1 et 2, Paluel 3 et 4 et Penly 2.

6.3.1.1.4 Premières visites décennales des réacteurs du palier N4

L'ASN s'est prononcée en 2008 sur les orientations du premier réexamen périodique des réacteurs de 1450 MWe. Elles concernent, en particulier, les études probabilistes de sûreté de niveau 1 et les études relatives aux agressions. Ce réexamen périodique était principalement axé sur une mise en conformité du palier vis-à-vis des évolutions de référentiel survenues depuis le démarrage des réacteurs et non intégrées au rapport de sûreté initial. Les conclusions des réexamens périodiques VD2 1300 MWe et VD3 900 MWe transposables au palier N4 ont également été intégrées. Ces visites décennales ont commencé en 2009 et se sont achevées en 2012.

Parmi les modifications spécifiques au palier N4, on peut citer les modifications visant à :

- achever les mises à niveau matérielles liées à la qualification aux conditions d'ambiance post-accidentelle ;
- fiabiliser le déclenchement des groupes moto-pompes primaires en cas d'ambiance dégradée ainsi que la qualification du circuit de refroidissement des mécanismes de commande de grappes vis-à-vis de la tenue au séisme ;
- réduire la probabilité d'endommagement du combustible en agissant sur les séquences mises en évidence par les études probabilistes de sûreté (EPS).

L'ASN prévoit de transmettre en 2016 au ministre en charge de la sûreté nucléaire sa position sur la poursuite de fonctionnement des quatre réacteurs après examen des rapports de réexamen remis par EDF.

6.3.1.1.5 Troisièmes visites décennales des réacteurs du palier 1300 MWe (VD3)

L'ASN s'est prononcée en 2011 sur les orientations du réexamen périodique associées aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 1300 MWe.

Les études menées dans le cadre de ce réexamen s'inscrivent dans la continuité des études menées dans le cadre de la VD3 900 MWe et tiennent compte du retour d'expérience international et des enseignements de la R&D. On peut notamment citer :

- Les conditions de fonctionnement des réacteurs, la gestion des accidents graves, les conséquences radiologiques des accidents (hors accidents graves) et le confinement des substances radioactives dans toutes les conditions de fonctionnement ;
- Le réexamen de la validité des études de sûreté, la vérification de la robustesse des réacteurs vis-à-vis des perturbations électriques d'origine externe ou interne et les risques de criticité ainsi que les risques liés à l'entreposage du combustible dans leur piscine d'entreposage ;

- Les études probabilistes de sûreté de niveau 1 relatives à la probabilité de fusion du cœur, dont le périmètre est notamment étendu aux risques associés à l'incendie, à l'inondation interne et au séisme, et de niveau 2 relatives aux conséquences radiologiques d'un accident grave ;
- La réévaluation des risques d'agressions d'origine interne et les risques d'agressions externes d'origine naturelle, liée au climat, aux séismes, à l'environnement ou aux activités humaines. Vérification de la suffisance et de l'efficacité des dispositions de protection et, le cas échéant, la définition de nouvelles dispositions.

De manière générique, l'ASN s'est prononcée favorablement en 2015 concernant la poursuite de l'exploitation des réacteurs de 1300 MWe au-delà de leur troisième visite décennale, sous réserve de la réalisation effective des modifications décidées dans le cadre de ce réexamen et d'études complémentaires. L'ASN se prononcera ensuite pour chaque réacteur après l'analyse du rapport de conclusion du réexamen qui sera transmis par EDF.

Le réacteur n° 2 de Paluel est le premier à effectuer sa troisième visite décennale commencée en 2015. La dernière visite décennale VD3 d'un réacteur de 1300 MWe est prévue pour fin 2024.

6.3.1.1.6 Deuxièmes visites décennales des réacteurs du palier N4

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

Elles s'inscrivent dans la continuité des études menées dans le cadre de la VD3 1300 MWe et tiennent compte du retour d'expérience international et des enseignements de la R&D. On peut notamment citer :

- Les conditions de fonctionnement des réacteurs, la gestion des accidents graves, les conséquences radiologiques des accidents (hors accidents graves) et le confinement des substances radioactives dans toutes les conditions de fonctionnement;
- Le réexamen de la validité des études de sûreté, la vérification de la robustesse des réacteurs vis-à-vis des perturbations électriques d'origine externe ou interne ainsi que les risques liés à l'entreposage du combustible dans leur piscine d'entreposage ;
- Les études probabilistes de sûreté de niveau 1 relatives à la probabilité de fusion du cœur, dont le périmètre est notamment étendu aux risques associés à l'incendie et de niveau 2 relatives aux conséquences radiologiques d'un accident grave ;
- La réévaluation des risques d'agressions d'origine interne et les risques d'agressions externes d'origine naturelle, liée au climat, aux séismes, à l'environnement ou aux activités humaines ;
- La vérification de la suffisance et de l'efficacité des dispositions de protection et, le cas échéant, la définition de nouvelles dispositions.

Le réacteur n° 2 de Chooz B est le premier à effectuer sa deuxième visite décennale prévue en 2019. La dernière visite décennale VD2 d'un réacteur N4 est prévue pour fin 2022.

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

6.3.1.1.7 Quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe (VD4)

Pour ce réexamen périodique, l'ASN a fixé comme objectif à EDF de s'inscrire dans une démarche d'amélioration continue de la sûreté à chaque réexamen, 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 installations similaires, en particulier aux nouveaux réacteurs.

La réglementation française, qui impose un réexamen périodique des installations nucléaires, et les objectifs fixés par l'ASN pour le réexamen VD4-900 répondent à aux objectifs de la déclaration de Vienne sur la sûreté nucléaire pour les réacteurs existants décrits au § 3.5 (réexamen périodique, prises en compte des normes pertinentes et des bonnes pratiques).

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

- Le réexamen des conditions de fonctionnement des réacteurs et la gestion des accidents graves avec l'objectif de diminuer les risques de rejets radiologiques précoces ou importants, les conséquences radiologiques des accidents (hors accidents graves) pour tendre vers l'absence de nécessité de mise en œuvre de mesures de protections de la population ;
- Le réexamen de la validité des études de sûreté, des risques de criticité ainsi que des risques liés à l'entreposage du combustible dans leur piscine d'entreposage (l'objectif est de rendre résiduel le risque de découvrement des assemblages entreposés sous eau) ;
- Les études probabilistes de sûreté de niveau 1 relatives à la probabilité de fusion du cœur (en obtenant un niveau de risque résiduel de même ordre de grandeur que la cible visée pour les réacteurs de 3ème génération), dont le périmètre est notamment étendu aux risques associés à l'incendie, à l'inondation interne, à l'explosion interne et au séisme, et de niveau 2 relatives aux conséquences radiologiques d'un accident grave ;
- La réévaluation des risques d'agressions d'origine interne et des risques d'agressions externes d'origine naturelle, liée au climat, aux séismes, à l'environnement ou aux activités humaines, la vérification de la suffisance 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 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, après avoir sollicité en 2015 les avis de l'IRSN et des Groupes permanents d'experts pour les réacteurs nucléaires et pour les équipements sous pression nucléaires, a pris position le 20 avril 2016 sur ces orientations. Dans ce document, dont l'annexe a fait l'objet d'une consultation publique sur le site Internet de l'ASN du 26 janvier 2016 au 1er février 2016, ainsi que d'une réunion d'échanges avec les parties prenantes, l'ASN demande à EDF plusieurs compléments aux programmes de contrôles et d'études envisagés. Ces demandes intègrent notamment l'évaluation de l'impact de la prise en compte d'exigences applicables à des

installations présentant des objectifs et des pratiques de sûreté plus récents. Elles s'appuient également, lorsqu'elles sont transposables, sur les 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 sa quatrième visite décennale prévue en 2019. La dernière visite décennale d'un réacteur de 900 MWe est prévue pour 2030.

6.3.1.2 Modifications mises en œuvre à la suite du retour d'expérience sur l'ensemble des paliers

L'organisation mise en place par EDF pour la prise en compte du (retour d'expérience) REX tant national qu'international est décrite au § 19.7.2.

À la suite d'événements survenus sur les réacteurs en exploitation, des modifications ont été engagées selon des échéanciers courts de mise en œuvre, en dehors des processus des réexamens périodiques. Les principales modifications sont développées ci-dessous.

6.3.1.2.1 Protection contre les agressions externes d'origine climatique

Inondation

À la suite de l'inondation du site du Blayais en décembre 1999, EDF a engagé une démarche de réévaluation de la protection des sites contre les risques d'inondation externe. Elle porte sur :

- la révision de la cote majorée de sécurité (CMS)[1] ;
- la prise en compte des aléas supplémentaires pouvant conduire à une inondation sur les sites ;
- la conduite à appliquer aux réacteurs.

Pour l'ensemble des sites, les dispositions de protection suivantes ont été adoptées : réalisation de travaux de protection, mise en œuvre de procédures d'alerte et de conduite adaptées, mise en place d'une organisation locale de gestion des alertes et nationale de gestion de la crise.

Les ECS ont montré que la réévaluation réalisée avait permis de donner aux installations un haut niveau de protection contre le risque d'inondation. Les dispositions permettant de satisfaire ces exigences ont donné lieu à des travaux complémentaires. L'ensemble des travaux prévus pour renforcer la sûreté des installations à l'issue de l'inondation du Blayais a été achevé fin 2014 conformément aux prescriptions de de l'ASN.

Source froide

Les évènements de colmatage ou de perte partielle de la source froide, à Cruas et à Fessenheim en décembre 2009 notamment, ont conduit EDF à engager un plan d'action d'envergure pour renforcer la robustesse des sources froides. EDF a mené une revue de conception de l'ensemble des sources froides dont les conclusions détaillées site par site ont été transmises en 2012. Cette revue de conception détaille les recommandations faites au titre de la sûreté pour lever les points de fragilité décelés. Le déploiement des actions de suite est en cours.

[1] Cette cote est le niveau d'eau à prendre en considération dans le dimensionnement des protections en fonction de la situation du site. Les hypothèses de calcul sont, pour la plupart, les débits de crue d'occurrence milléniale pour les sites fluviaux, majorés de 15 %, et un coefficient de marée de 120 couplé à une surcote milléniale pour les sites côtiers.

Canicule et sécheresse

Au cours des étés 2003 et 2006, l'ensemble du territoire français a été soumis à des températures exceptionnellement élevées. Ces conditions caniculaires se sont traduites par des températures élevées de l'air et de la source froide ainsi que, en fin de saison, par de faibles débits des cours d'eau. Ces paramètres influencent la performance des auxiliaires de sûreté, mais aussi les auxiliaires de production d'énergie et le respect des conditions des rejets thermiques autorisés.

Après des actions correctives à court terme, la robustesse des réacteurs vis-à-vis des conditions de températures élevées a fait l'objet d'une réévaluation.

En 2009, l'ASN a pris une première position concernant le référentiel « grands chauds » proposé par EDF pour les réacteurs de 900 MWe. En 2012, l'ASN a donné son accord, pour les réacteurs du palier 900 MWe, à l'intégration des modifications matérielles nécessaires. Par ailleurs, les réponses d'EDF ont fait l'objet d'une nouvelle prise de position de l'ASN en 2013.

Les études de déploiement du référentiel « Grands chauds » sont en cours de reprise par EDF à la suite de la prise de position de l'ASN de 2013. Pour autant, la réalisation des modifications est maintenant bien engagée.

6.3.1.2.2 Surveiller la maintenance et le remplacement des générateurs de vapeur

L'intégrité du faisceau tubulaire des GV est un enjeu important pour la sûreté. En effet, une dégradation du faisceau tubulaire peut générer une fuite du circuit primaire vers le circuit secondaire. De plus, la rupture d'un des tubes du faisceau (RTGV) conduirait à contourner l'enceinte du réacteur qui constitue la troisième barrière de confinement. Or, les tubes de GV sont soumis à plusieurs phénomènes de dégradation, comme la corrosion, les usures ou le colmatage. Les GV font l'objet d'un programme spécifique de surveillance en exploitation, établi par EDF, révisé périodiquement et examiné par l'ASN. A l'issue des contrôles, les tubes présentant des dégradations trop importantes sont bouchés pour être mis hors service. De plus, pour réduire les dépôts à la suite de l'accumulation du fer contenu dans le circuit d'eau alimentaire du secondaire des réacteurs nucléaires, un nettoyage chimique est réalisé sur les réacteurs concernés par le phénomène de colmatage.

Depuis les années 1990, EDF mène un programme de remplacement des générateurs de vapeur (RGV). Ce programme a d'abord concerné les GV équipés de faisceaux tubulaires en alliage de type Inconel 600 non traité thermiquement. En effet, le retour d'expérience a montré la sensibilité de ce matériau à plusieurs phénomènes de corrosion conduisant à des dégradations des tubes.

La campagne de remplacement des générateurs de vapeur (RGV) du palier 900 MWe, équipés de faisceaux tubulaires en alliage de type Inconel 600 non traité thermiquement, s'est achevée en 2015. Elle se poursuit par les RGV des réacteurs de 900 et 1300 MWe dont le faisceau tubulaire est en inconel traité thermiquement, qui présente une sensibilité moindre mais qui reste sujet à des phénomènes de fissuration en pied de tubes liés au milieu primaire.

Les RGV sur les paliers 900 et 1300 MWe des GV d'origine équipés de faisceaux tubulaires en alliage de type Inconel 600 traité thermiquement seront réalisés au plus tard lors de la quatrième visite décennale. Le premier RGV 900 MWe de ce type a été réalisé en 2014 sur le réacteur de Cruas 4. Le premier RGV 1300 MWe a débuté sur le réacteur de Paluel 2 en 2015.

Une inspection est systématiquement réalisée par l'ASN à l'occasion des RGV. L'ASN assure également la surveillance de la fabrication des générateurs de vapeur de rechange.

6.3.1.3 Mesures prises à la suite des tests de résistance

A la suite de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, l'ASN a pris un ensemble de décisions en date du 5 mai 2011 demandant aux exploitants d'installations nucléaires importantes de procéder à des tests de résistance (cf. § 14.2.1.6).

Ceux-ci ont été réalisés sur la base d'un cahier des charges cohérent avec les spécifications de l'ENSREG élaborées dans le cadre des stress tests européens. Cette démarche a également concerné le réacteur n°3 de Flamanville de type EPR en cours de construction.

À l'issue de ces tests de résistance, l'ASN a considéré que les installations nucléaires examinées présentaient un niveau de sûreté suffisant pour qu'elle ne soit amenée à demander l'arrêt immédiat d'aucune d'entre elles.

La poursuite de leur exploitation nécessite toutefois d'augmenter, au-delà des marges de sûreté dont elles disposent déjà, leur robustesse face à des situations extrêmes et leur permettre de faire face à la survenue de phénomènes naturels d'ampleur exceptionnelle, surpassant les phénomènes retenus lors de la conception ou lors des réexamens périodiques des installations.

Le résultat de ces tests et leur analyse par l'IRSN ont été présentés aux groupes permanents d'experts concernés en novembre 2011 et a fait l'objet d'une position de l'ASN le 3 janvier 2012. Cette position a elle-même fait l'objet d'un examen dans le cadre des tests de résistance européens, qui se sont achevés en avril 2012.

Sur la base des avis de l'IRSN et des groupes permanents d'experts (cf. § 8.1.3) ainsi que des conclusions des tests de résistance européens, l'ASN a pris un ensemble de décisions en date du 26 juin 2012, demandant à EDF de mettre en place d'une part :

- 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), permettant, sur la base de moyens mobiles extérieurs au site d'intervenir sur un site nucléaire en situation pré-accidentelle ou accidentelle.

Et d'autre part, 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), ainsi que des études de modifications et des moyens complémentaires permettant à l'ASN de se positionner sur de futures options de sûreté.

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.

Les demandes de l'ASN s'inscrivent dans un processus d'amélioration continu de la sûreté au regard des objectifs fixés pour les réacteurs de 3e génération, et visent, en complément, à faire face à des situations très au-delà des situations habituellement retenues pour ce type d'installation.

C - Disposition générales – Articles 4 à 6

Ces demandes sont prises en application de la démarche de défense en profondeur et à ce titre portent sur des mesures de prévention et de limitation des conséquences d'un accident, sur la base, à la fois, de moyens fixes complémentaires et de moyens mobiles externes prévus pour l'ensemble des installations d'un site au-delà de leur conception initiale.

Compte tenu de la nature des travaux demandés, il est nécessaire que l'exploitant procède à des études de conception, de construction et d'installation de nouveaux équipements qui nécessitent d'une part des délais et d'autre part une planification de leur mise en place sur chacune des centrales de manière optimale. En effet, dans la mesure où ces travaux importants se déroulent sur des sites nucléaires en exploitation, il est aussi nécessaire de veiller à ce qu'ils ne conduisent pas à réduire la sûreté des centrales durant la phase de travaux.

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 :

- renforcement des moyens locaux de crise existants (pompes, groupe électrogène, flexibles…) ;
- mise en place de diesels d'ultime secours de moyenne capacité ;
- renforcement de la tenue au séisme (SMS) et à l'inondation (crue milléniale majorée) des locaux de gestion de crise ;
- mise en place de piquage de raccordement pour les moyens mobiles, notamment ceux de la FARN ;
- mise en place de la FARN (celle-ci est en mesure d'intervenir sur l'ensemble des sites depuis fin 2015) ;
- mise en place d'une instrumentation de mesure de niveau secourue électriquement dans les piscines.

Le déploiement des dispositions associées à la phase 1 est terminé pour tous les réacteurs.

Phase 2 (2015 - environ 2020) : 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 :

- mise en place d'un diesel d'ultime secours de grande capacité y compris la construction d'un bâtiment dédié,
- mise en place d'une source d'eau ultime dédiée ;
- mise en place d'un appoint d'eau ultime pour chaque réacteur et chaque piscine ;
- renforcement de la tenue sismique du filtre de l'évent de l'enceinte de confinement ;
- installation de paniers de tétraborate de soude permettant de réduire l'émission d'iodes gazeux en situation d'accident grave pour les réacteurs ne disposant pas de grappes de commande « AIC » (alliage argent-indium-cadmium) ;

- mise en place des premières protections contre des inondations extrêmes (pluies de forte intensité et rupture de réservoirs sous séisme) en complément de la protection volumétrique existante ;
- mise en place de moyens redondants permettant de détecter le percement de la cuve ou la présence d'hydrogène dans l'enceinte de confinement ;
- mise en place des premiers dispositifs permettant, en cas de brèche sur le tube de transfert ou les tuyauteries de vidange des compartiments de la piscine, de prévenir le dénoyage des assemblages de combustible en cours de manutention et leur mise en position sûre au moyen de commandes manuelles de secours ;
- mise en place d'un arrêt automatique du réacteur en cas de séisme ;
- renforcement des équipes de conduite, pour être en capacité de piloter l'ensemble des situations extrêmes étudiées dans les tests de résistance ;
- 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 majorité des études nécessaires pour la mise en place de ces matériels (niveau d'aléa sismique à retenir, diesels d'ultimes secours, distribution électrique du noyau dur, contrôle commande du noyau dur, essais de pompage sur site pour la source froide ultime, centre de crise local…).

Ces études seront examinées par le groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires (GPR).

Phase 3 (à partir de 2019) : cette phase vient compléter la phase 2 notamment pour améliorer le taux de couvertures 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 :

- évacuation de la puissance résiduelle par les générateurs de vapeur au moyen d'un circuit d'alimentation de secours ultime et indépendant, alimenté par la source d'eau ultime ;
- ajout d'une nouvelle pompe d'appoint au circuit primaire ;
- finalisation des raccordements de l'appoint ultime, par des circuits fixes, au système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur et à la piscine de désactivation du combustible ;
- mise en place d'un système de contrôle commande ultime et de l'instrumentation définitive du noyau dur ;
- mise en place d'un système ultime de refroidissement de l'enceinte (visant à éviter l'ouverture de l'évent filtré de l'enceinte de confinement) ;
- mise en place d'une solution d'étalement à sec puis de renoyage passif du corium pour prévenir la traversée du radier par le corium en cas de fusion partielle ou totale du cœur.

Il convient de noter que ces deux derniers points nécessitent encore des études de faisabilité de la part d'EDF.

Les discussions sur la mise en place des dispositions de la phase 3 sur chacun des réacteurs d'EDF ne sont pas finalisées et feront l'objet de plusieurs rendez-vous entre 2016 et 2018.

L'ASN vérifiera, dans le cadre des inspections qu'elle réalise, la bonne mise en place des dispositions prévues.

Instruction à venir pour les réacteurs en fonctionnement

La mise en place de ce noyau dur et en particulier les dispositions des phases 2 et 3 nécessitent de valider les hypothèses de conception des dispositions matérielles, de vérifier que les solutions proposées par l'exploitant permettent de répondre aux objectifs de sûreté fixés et que celles-ci sont technologiquement réalisables.

Sur la base du dossier transmis par EDF et des études encore à réaliser, l'ASN sollicitera l'avis de l'IRSN et du GPR sur les points les plus importants de ces dossiers. À ce jour, 5 réunions du GPR ont été planifiées. Elles portent sur les thèmes suivants :

- aléas naturels extrêmes retenus pour le dimensionnement du noyau dur des REP ;
- stratégies de conduite des accidents pouvant survenir sur le réacteur et la piscine et adéquation fonctionnelle des matériels (nouveaux ou existants) avec ces dernières ;
- dispositions proposées par EDF afin de limiter les conséquences d'un accident de fusion du cœur à court et long terme ;
- aptitude à la gestion des situations d'accidents complexes ;
- bilan des évaluations complémentaires de sûreté.

Instruction à venir pour le réacteur EPR de Flamanville 3

Pour le réacteur EPR en cours de construction en France, l'instruction relative à la définition des aléas naturels extrêmes à retenir pour le noyau dur sera examinée lors de la première réunion du GPR prévue pour les réacteurs en fonctionnement. Les autres sujets sont principalement pris en compte dans le cadre de l'instruction en cours de la demande d'autorisation de mise en service de ce réacteur.

6.3.2 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

6.3.2.1 Les réacteurs du CEA

Les réexamens périodiques

À l'issue du réexamen périodique du réacteur OSIRIS, compte tenu des écarts significatifs de conception de cette installation ancienne par rapport aux meilleures techniques disponibles pour la protection contre les agressions externes et le confinement des matières en cas d'accident, le CEA a considéré en 2008 que 2015 serait la dernière année de fonctionnement du réacteur Osiris. Par ailleurs, des études résiduelles du réexamen périodique de 2009 ont fait l'objet d'analyses complémentaires notamment sur les conditions de manutention des combustibles usés d'Orphée entreposés dans l'installation. Les conditions de manutention de ces combustibles ont été rendues plus robustes pour améliorer la maîtrise du risque de criticité.

L'instruction du deuxième réexamen périodique des réacteurs Éole et Minerve a conduit l'ASN à conditionner, par la décision du 30 octobre 2014, la poursuite du fonctionnement au désentreposage de la majorité des matières nucléaires à court terme ainsi qu'à l'amélioration limitée de sa tenue au séisme au plus tard fin 2017, puis à sa mise en conformité vis-à-vis des exigences actuelles de tenue au séisme avant fin 2019. Le CEA a ainsi évacué en 2015 une grande part des substances radioactives entreposées

dans le magasin de l'installation, permettant de réduire de 95% l'impact radiologique d'un éventuel accident.

Concernant Phébus, le CEA a informé l'ASN fin 2014 que le réexamen périodique de l'installation prévu en 2017 serait associé à la démarche de mise à l'arrêt définitive de l'installation.

Concernant Masurca, le CEA a transmis un dossier de réexamen périodique de l'installation en avril 2015. L'ASN a demandé en 2015 à ce qu'il soit complété, notamment sur la conformité des équipements nécessaires à court terme au regard des exigences définies par le CEA.

Le réacteur Phénix a fait l'objet d'une demande de mise à l'arrêt définitif/ démantèlement (MAD/DEM) pour laquelle un décret autorisant le démantèlement devrait être signé en 2016.

Concernant Orphée, le réexamen périodique de l'installation a fait l'objet d'un plan d'action qui est presque achevé en 2016.

Les évaluations complémentaires de sûreté

La plupart des installations du CEA ont fait l'objet d'ECS (cf. § 14.1.1.2) pour le détail de la démarche), à la suite de l'accident nucléaire de la centrale de Fukushima Daiichi, conformément aux dispositions imposées par l'ASN pour ces évaluations. Un premier lot d'installations jugées prioritaires a concerné 5 réacteurs : Osiris et Isis, Réacteur Jules Horowitz, Masurca et Phénix. Un deuxième lot a porté les 2 autres réacteurs : Cabri et Orphée). Les réacteurs Phébus, Eole et Minerve feront l'objet d'une ECS à l'occasion de leur prochain réexamen périodique.

L'ASN, après examen des ECS qui lui ont été soumises, a considéré que les réacteurs de recherche concernés présentaient un niveau de sûreté suffisant pour qu'elle ne demande l'arrêt immédiat d'aucun d'entre eux.

Comme pour les réacteurs électronucléaires, la poursuite de leur exploitation nécessite toutefois d'augmenter dans les meilleurs délais, au-delà des marges de sûreté dont ils disposent déjà, leur robustesse face à des situations extrêmes.

Le 26 juin 2012 pour le premier lot des installations évaluées, puis le 8 janvier 2015 pour le second lot, l'ASN a ainsi émis 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 et de Marcoule. En complément de la demande commune à toutes les INB de définir et mettre en place un « noyau dur » de dispositions matérielles et organisationnelles permettant de maîtriser les fonctions fondamentales de sûreté dans des situations extrêmes, 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, comme le CEA s'y était engagé antérieurement ;
- des améliorations des installations à l'égard du risque d'inondation ou de maîtrise des feux de sodium pour ce qui concerne le réacteur Phénix ;
- des améliorations vis-à-vis du risque de perte de refroidissement pour le réacteur Osiris ;
- des améliorations vis-à-vis des risques d'inondation et de perte de refroidissement et du comportement en cas de séisme pour le réacteur Jules Horowitz ;
- la mise en place d'un arrêt d'urgence sur détection sismique pour le réacteur Orphée.

Ces nouvelles exigences donnent lieu à des travaux importants et à des investissements lourds, qui ont commencé dès 2012 et s'étaleront sur plusieurs années.

Bien que le RJH soit de conception très récente, intégrant le retour d'expérience acquis sur les autres réacteurs expérimentaux, la démarche des ECS a conduit le CEA à identifier des possibilités d'améliorations qui pouvaient être mises en œuvre, relativement facilement, compte tenu de l'avancement de sa construction. 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 ECS. L'ASN a prescrit la mise en place de ces dispositions par une décision du 8 janvier 2015.

L'évaluation complémentaire de sûreté d'ITER, demandée dans le cadre du retour d'expérience de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, a été transmise en septembre 2012 par ITER Organisation. Elle a été examinée par le Groupe permanent d'experts de l'ASN en juillet 2013 et a donné lieu en 2014 à des demandes ASN d'études complémentaires.

Parallèlement, l'ASN a engagé une campagne d'inspections ciblées pour les réacteurs de recherche sur les mêmes thèmes que les inspections réalisées pour les réacteurs électronucléaires. Ces inspections, programmées entre les mois de juin et d'octobre 2011, ont été suivies en 2012 d'inspections de récolement pour s'assurer de la prise en compte des demandes issues des inspections précédentes.

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

Les réexamens périodiques

La dernière réévaluation de sûreté s'est déroulée en 2007 à la suite de la mise en œuvre des mesures définies à l'issue de la réévaluation de sûreté de 2002, dont un sujet majeur était la tenue sismique de l'installation au regard de la Règle Fondamentale de Sûreté 2001 relative à l'aléa sismique. L'ILL doit faire l'objet d'un réexamen périodique en 2017.

Les évaluations complémentaires de sûreté

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. L'ILL gère de manière réactive et volontariste le retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi conduisant à la mise en place rapide d'importants renforcements.

L'ILL poursuit la consolidation de sa défense en profondeur avec la réalisation des travaux définis à la suite de l'évaluation complémentaire de sûreté post-Fukushima et ainsi constituer un « noyau dur » d'équipements de sauvegarde. En particulier :

- le circuit de dégonflage sismique permettant de garantir l'absence de toute fuite directe, et donc de rejet non filtré est en place ;
- le circuit d'eau de nappe garantira l'inventaire en eau sur le long terme ;
- le poste de commandement de secours est opérationnel, il permet le contrôle de l'installation et le pilotage des circuits de sauvegarde même en situation extrême.

6.4 Poursuite de fonctionnement des réacteurs

6.4.1 Les réacteurs électronucléaires

Ce sujet a été traité au § 6.3.1.

6.4.2 Les réacteurs de recherche

Ce sujet a été traité au § 6.3.2.

D - LEGISLATION ET REGLEMENTATION

7. Article 7 : Cadre 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 législatif et réglementaire

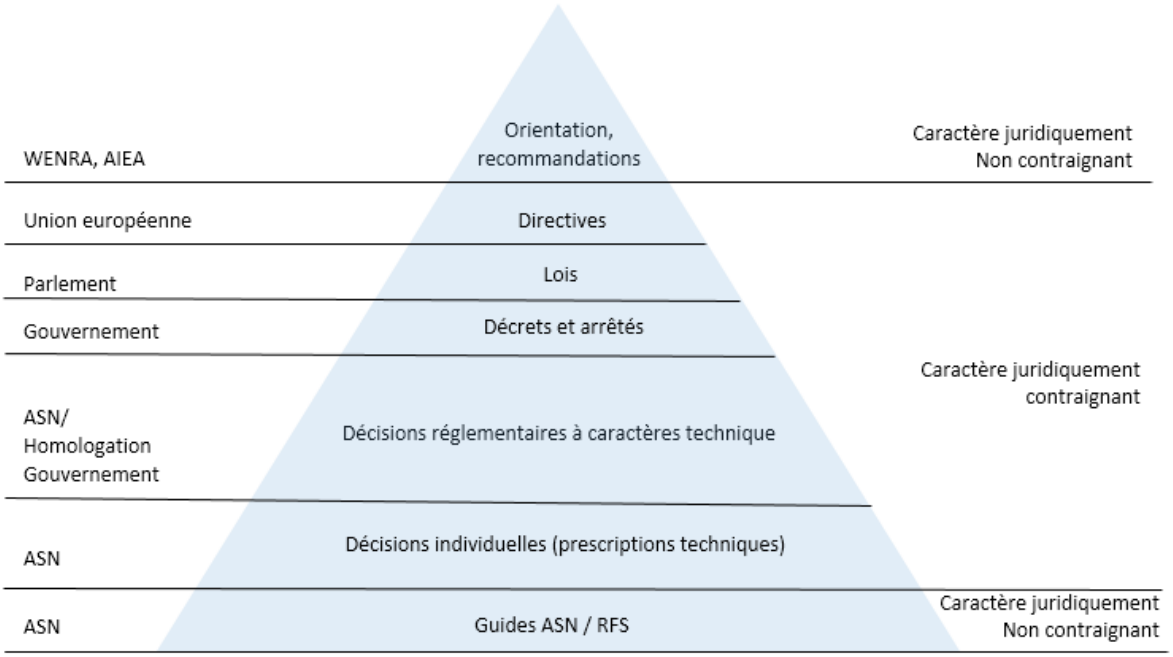


Figure 1 : Différents niveaux de réglementation

Le régime juridique des Installations Nucléaires de Base (INB) a été rénové en profondeur par la loi « TSN » du 13 juin 2006 et ses décrets d'application, notamment le décret « procédures INB » du 2 novembre 2007, mais également, sur le plan technique, par l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base qui sera à terme complété par une quinzaine 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 des titres Ier, IV et les dispositions du titre IX du livre V du code de l'environnement fondent ainsi le régime d'autorisation et de contrôle des INB.

D - Législation et réglementation – Articles 7 à 9

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.

La directive du 8 juillet 2014 modifie la directive du 25 juin 2009 et apporte des améliorations substantielles sur les points suivants :

- les concepts utilisés dans la directive qui sont convergents avec ceux de l'AIEA (incident, accident, accident de dimensionnement de l'installation nucléaire…) ;
- la mise en exergue des principes de « défense en profondeur » (différents niveaux de protection visant à prévenir un accident ou à limiter ses conséquences) et de « culture de sûreté ». Il s'agit d'une avancée importante qui prend en compte les accidents nucléaires passés ;
- la clarification des responsabilités du contrôle de la sûreté des installations nucléaires ;
- les objectifs de sûreté pour les installations nucléaires qui sont directement issus des référentiels de sûreté utilisés par WENRA, association des autorités de sûreté européennes ;
- une réévaluation de la sûreté de chaque installation nucléaire au moins tous les dix ans ;
- la mise en place, tous les 6 ans, d'examens par les homologues européens sur des thèmes de sûreté précis, dans l'esprit des tests de résistance ;
- l'obligation pour l'exploitant d'une installation et l'autorité de sûreté d'informer les populations et les parties prenantes.

L'ordonnance n° 2016-128 du 10 février 2016 portant diverses dispositions en matière nucléaire, prise sur habilitation de la loi n° 2015-992 du 17 août 2015 relative à la transition énergétique pour la croissance verte, permet la transposition, pour la partie législative, de plusieurs directives dont la directive du 8 juillet 2014.

Cette loi du 17 août 2015 et l'ordonnance du 10 février 2016 apportent, en outre, des modifications substantielles au cadre législatif régissant les activités nucléaires et leur contrôle.

Les principales dispositions dans le domaine du nucléaire de la loi du 17 août 2015 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.**

Enfin l'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 ses pouvoirs de contrôle et de sanctions de l'ASN à certaines activités réalisées hors périmètre des INB (services centraux des exploitants, sous-traitants…), en instituant, au sein de l'ASN une commission des sanctions.

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 installation nucléaire de base 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

Une quinzaine de décrets déclinent les dispositions législatives du code de l'environnement dont les principaux sont :

- le décret n° 2007-830 du 11 mai 2007 relatif à la nomenclature des INB ;
- le décret n° 2007-831 du 11 mai 2007 fixant les modalités de désignation et d'habilitation des inspecteurs de la sûreté nucléaire ;
- le décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 relatif aux INB et au contrôle, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances radioactives (dit décret procédures INB), modifié par un décret relatif à la modification, à l'arrêt définitif et au démantèlement des installations nucléaires de base, ainsi qu'à la sous-traitance (décret 2016-846 du 28 juin 2016) ;
- le décret n° 2007-1572 du 6 novembre 2007 relatif aux enquêtes techniques sur les accidents ou incidents concernant une activité nucléaire ;
- le décret n° 2008-251 du 12 mars 2008 relatif aux commissions locales d'information auprès des INB ;
- le décret n° 2010-277 du 16 mars 2010 relatif au Haut Comité pour la Transparence et l'Information sur la Sécurité Nucléaire (HCTISN).

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 n°2.

Tableau 2 : Réglementation des ESPN

	ÉQUIPEMENTS SOUS PRESSION NUCLÉAIRES		ÉQUIPEMENTS SOUS PRESSION NON NUCLÉAIRES
	CIRCUITS PRIMAIRE ET SECONDAIRES PRINCIPAUX DES RÉACTEURS À EAU SOUS PRESSION	AUTRES ÉQUIPEMENTS SOUS PRESSION NUCLÉAIRES	
DISPOSITIONS GÉNÉRALES	Chapitre VII du titre V du livre V du code de l'environnement ; Titre I, IV et V du décret n°99-1046 du 13 décembre 1999		
	Titre I et IV de l'arrêté du 12 décembre 2005 À compter du 19/07/2016 : titres I et IV de l'arrêté du 30 décembre 2015	Titre I et IV de l'arrêté du 12 décembre 2005 À compter du 19/07/2016 : titres I et IV de l'arrêté du 30 décembre 2015	
DISPOSITIONS RELATIVES À LA FABRICATION	Titre II de l'arrêté du 12 décembre 2005 A compter du 19/07/2016 : titre II de l'arrêté du 30 décembre 2015	Titre II de l'arrêté du 12 décembre 2005 A compter du 19/07/2016 : titre II de l'arrêté du 30 décembre 2015	Titre II du décret n°99-1046 du 13 décembre 1999 A compter du 19/07/2016 : articles R.557.9-1 et suivants du code de l'environnement
DISPOSITIONS RELATIVES À L'EXPLOITATION	Titre III du décret n°99-1046 du 13 dec. 1999 ; Arrêté du 10 nov. 1999	Titre III du décret n°99-1046 du 13 déc. 1999 ; Titre III de l'arrêté du 12 déc. 2005	Titre III du décret n°99-1046 du 13 déc. 1999 ; Arrêté du 15 mars 2000

7.1.3.1.2 L'arrêté 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). L'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base, dit arrêté « INB », constitue une étape majeure de cette refonte.

Cet arrêté renforce significativement le cadre réglementaire applicable aux INB puisqu'il précise de nombreuses exigences et donne un fondement juridique à plusieurs des exigences formulées par l'ASN à la suite de l'analyse des études complémentaires de sûreté (ECS) demandées aux exploitants après l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi.

Pris en application d'une disposition législative du code de l'environnement, l'arrêté « INB » définit 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.

Cet arrêté, qui reprend et renforce la réglementation antérieure, donne un fondement juridique à certaines pratiques de l'ASN ou donne un caractère réglementaire à des exigences jusqu'alors portées par des

décisions individuelles. Il permet également de décliner plusieurs niveaux de référence de l'association WENRA.

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

- **Dispositions générales**

Ce titre précise que l'arrêté s'applique tout au long de l'existence de l'INB, de sa conception jusqu'au déclassement. Il spécifie que l'objectif visé est la protection de l'ensemble des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement, au-delà de la seule prévention des accidents (appelée « sûreté nucléaire ») : c'est le concept de « sûreté intégrée ».

- **Organisation et responsabilité**

Les principaux thèmes traités sont :

- les capacités techniques : 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 voire une de ses filiales ;
- la surveillance des intervenants extérieurs : elle ne peut plus être confiée à un prestataire mais l'exploitant peut se faire assister ;
- la politique de l'exploitant s'étend maintenant à la sûreté intégrée ;
- le système de management intégré : sont repris les principes existants, étendus à la sûreté intégrée, et est ajoutée une obligation d'analyse du retour d'expérience local comme international ;
- l'information du public : les dispositions complètent celles concernant l'information du public en matière d'informations relatives à l'environnement fixées par le code de l'environnement en précisant certaines modalités d'accès aux informations pour le public.

- **Démonstration de sûreté nucléaire**

Ce titre définit les exigences relatives à la démonstration de la maîtrise des risques d'accidents (radiologiques ou non) que doit fournir l'exploitant. La démarche demandée est largement inspirée des standards de l'AIEA et des directives techniques de l'ASN pour la dernière génération de réacteurs (EPR). Les principales nouvelles exigences sont les suivantes :

- la généralisation à toutes les INB des principes appliqués aux réacteurs, comme les analyses probabilistes, en complément de l'analyse déterministe ;
- la prise en compte d'agressions internes et externes, ainsi que de leurs cumuls ;
- l'exploitant doit démontrer l'exclusion des accidents conduisant à des rejets rapides importants.

- **Maîtrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement**

Ce titre encadre les prélèvements d'eau et les rejets d'effluents, leur surveillance ainsi que celle de l'environnement, la prévention des pollutions et des nuisances, et les conditions d'information des autorités. Les principales nouvelles dispositions sont les suivantes :

- l'utilisation des meilleures techniques disponibles au sens ICPE (installations classées pour la protection de l'environnement) ;
- la limitation des rejets, ainsi que des émissions sonores, aux seuils de la réglementation générale applicable aux ICPE ;
- l'interdiction de rejeter certaines substances dangereuses et de rejeter en nappe ;
- la mise en place de surveillances des émissions et de l'environnement (alignées sur la réglementation ICPE lorsque pertinent) ;
- l'application, en général, aux équipements nécessaires au fonctionnement de l'INB, d'un certain nombre d'arrêtés ministériels ICPE ;
- l'élaboration, par l'exploitant, d'une prévision annuelle de rejet et d'un rapport annuel d'impact.

- **Équipements sous pression spécialement conçus pour les INB**

Ce titre renvoie aux arrêtés interministériels applicables dans l'attente d'une modification des dispositions en vigueur.

- **Gestion des déchets**

Au-delà des principes généraux repris d'arrêtés précédemment en vigueur et des niveaux WENRA, ce titre comporte quelques exigences nouvelles concernant le conditionnement :

- l'application des spécifications d'acceptation des centres de stockages auxquels les colis sont destinés ;
- pour les déchets dont la filière est encore à l'étude : conditionnement soumis à l'accord de l'ASN ;
- pour les déchets anciens : reconditionnement dans les meilleurs délais pour les rendre stockables.

Ces exigences sont complétées par le titre 8 qui contient également des dispositions applicables aux installations d'entreposage de déchets des INB.

- **Préparation et gestion des situations d'urgence**

Ce titre précise les responsabilités de l'exploitant en situation d'urgence, les moyens de gestion de crise dont il doit disposer, et les exigences du plan d'urgence interne. Il introduit la possibilité de mutualiser le plan d'urgence interne de plusieurs INB, voire d'englober dans cette mutualisation des ICPE dépendant du même exploitant.

- **Dispositions particulières**

Ce titre définit des dispositions particulières (cf. Figure 2) applicables à certaines catégories d'installations ou à certaines activités au sein d'une INB :

- les réacteurs électronucléaires (concernant l'enceinte de confinement et les études probabilistes) ;
- les opérations de transport interne de marchandises dangereuses (s'ils ne respectent pas la réglementation générale des transports de matières dangereuses, ils doivent alors respecter

des dispositions précisées dans les règles générales d'exploitation qui sont soumises à l'aval de l'ASN) ;

- le démantèlement (notamment, concernant la mise à jour du plan de démantèlement) ;
- l'entreposage de substances radioactives (dont les déchets et les combustibles usés), en tant qu'INB autonome ou au sein d'une INB (notamment, définition de critères d'acceptabilité, d'une durée d'entreposage, possibilité de reprendre les substances à tout moment…) ;
- les installations de stockage de déchets radioactifs.

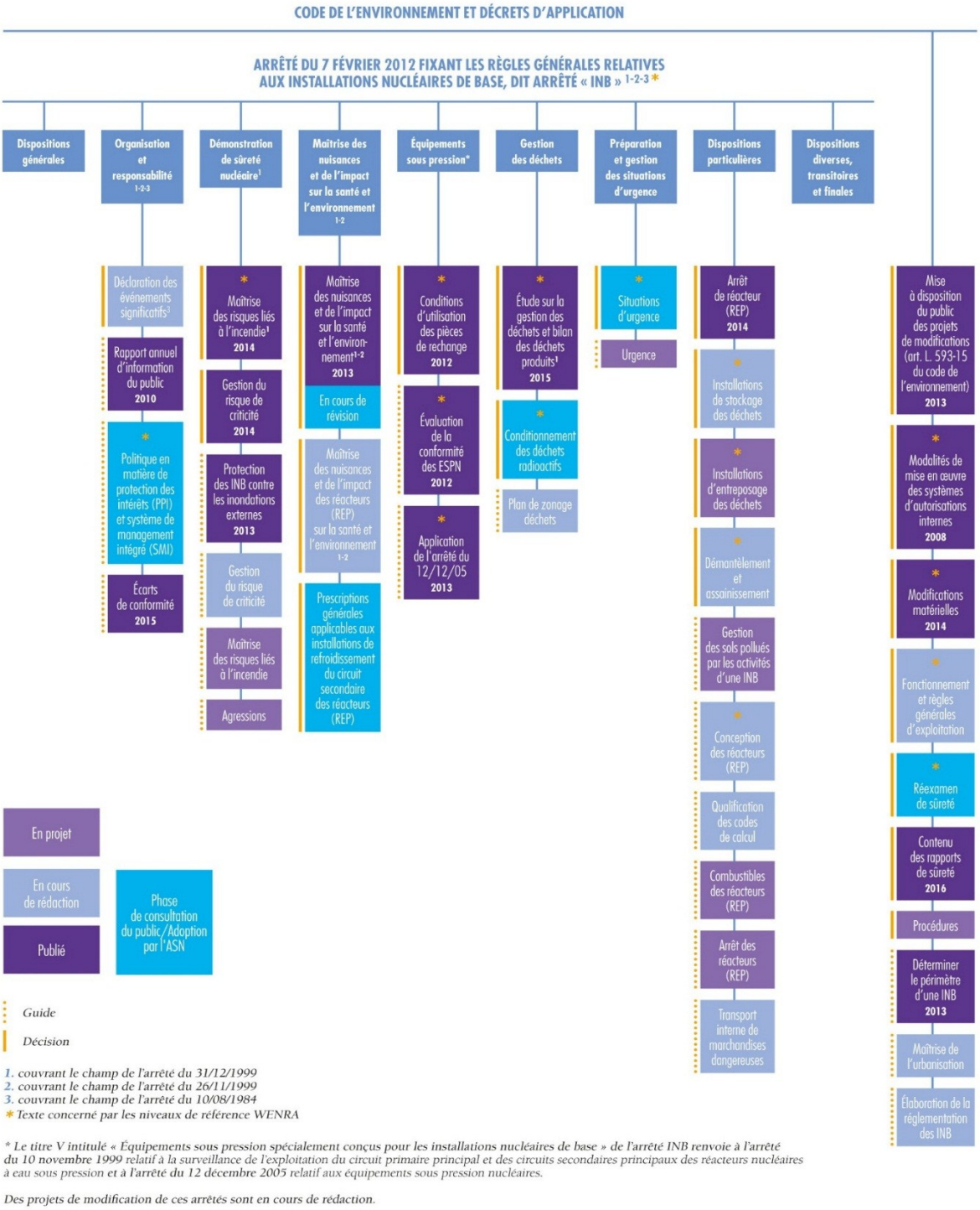


Figure 2 : Structure du projet de nouvelle réglementation technique

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.

L'ASN a défini un programme de décisions à caractère réglementaire qui ont vocation à préciser le décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 ou l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base (arrêté « INB »).

Une quinzaine de décisions à caractère réglementaire de l'ASN préciseront, pour diverses thématiques, certaines modalités d'application de cet arrêté (cf. Annexe 2.2 – tableau 15). Cet arrêté est néanmoins autoportant et applicable sans l'adoption des dites décisions.

L'arrêté du 7 février 2012 comme les décisions réglementaires de l'ASN sont soumis 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 qu'elle fixe.

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, AREVA 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 et des matériels mécaniques.

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.

Les procédures sont précisées par le décret procédures INB.

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. L'ASN demande généralement à un groupe permanent d'experts (GPE) compétent d'examiner le projet.

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 à l'instruction des demandes d'autorisation ultérieures mais vise à les faciliter.

7.2.2 L'autorisation de création et le décret de démantèlement

La demande d'autorisation de création d'une INB est déposée par l'industriel qui prévoit d'exploiter l'installation, qui acquiert ainsi la qualité d'exploitant, 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, le rapport préliminaire de sûreté, l'étude de maîtrise des risques et le plan de démantèlement.

Quant au démantèlement, il est distinct de la mise à l'arrêt définitif. Après que l'exploitant a déclaré au ministre chargé de la sûreté nucléaire et à l'ASN l'arrêt définitif de son INB au plus tard deux ans (cette durée peut être plus courte si l'exploitant le justifie) avant l'arrêt définitif, l'exploitant adresse au ministre chargé de la sûreté nucléaire un dossier qui comporte notamment la mise à jour du plan de démantèlement, une étude d'impact, une version préliminaire du rapport de sûreté et une étude de maîtrise des risques portant sur les opérations de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement de l'installation, ainsi que les règles générales de surveillance et d'entretien ultérieur du site.

Les installations de stockage de déchets radioactifs sont soumises à ce même régime juridique. Lorsqu'elle cesse de recevoir des déchets, l'installation est regardée comme arrêtée définitivement et l'exploitant doit obtenir un décret de démantèlement, le démantèlement correspondant à l'ensemble des opérations préparatoires à la fermeture de l'installation réalisées après l'arrêté définitif.

L'ASN assure l'instruction des dossiers, conjointement avec le ministre chargé de la sûreté nucléaire. Les consultations et enquêtes prévues par la loi et menées en parallèle auprès du public et des experts techniques sont les mêmes pour l'autorisation de création et le décret prescrivant le démantèlement.

L'étude d'impact est soumise à l'avis de l'Autorité environnementale constituée au sein du Conseil général de l'environnement et du développement durable.

7.2.3 L'enquête publique

Outre l'éventuelle organisation d'un débat public présenté au § 17.1.5 ou la consultation des Etats membres de l'Union européenne (cf. § 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.

Le préfet ouvre l'enquête publique au moins dans chacune des communes dont une partie du territoire est distante de moins de cinq kilomètres du périmètre de l'installation. La durée de cette enquête est d'au moins un mois et d'au plus deux mois. Le dossier soumis par l'exploitant en appui de sa demande d'autorisation y est mis à disposition. Toutefois, le rapport de sûreté étant un document volumineux et difficile à comprendre pour des non-spécialistes, il est complété par une étude de maîtrise des risques.

Depuis le 1er juin 2012, les principaux documents constituant le dossier d'enquête sont mis à la disposition du public par voie électronique par l'Autorité chargé de l'ouverture de l'enquête. Cette démarche vise notamment à faciliter la prise de connaissance des projets par le public, en particulier par les personnes ne résidant pas sur les lieux où est organisée l'enquête. Le recours à ce mode de mise à disposition des informations ainsi que la possibilité offerte d'adresser des observations par voie électronique devraient sensiblement faciliter et améliorer l'expression du public.

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

La création d'une CLI (cf. § 8.2.4) 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 « procédures INB », 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 rapport préliminaire de sûreté qui accompagne la demande d'autorisation de création est transmise à l'ASN qui le soumet à l'examen de l'un des GPE placés auprès d'elle, sur rapport de l'IRSN.

Au vu de l'instruction qu'elle a réalisée et des résultats des consultations, l'ASN transmet au ministre chargé de la sûreté nucléaire, en tant que proposition, un projet de décret autorisant ou refusant la création de l'installation.

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 recueille ensuite 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 publiques, 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 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 le décret procédures INB :

- 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 (dans sa rédaction issue de la loi relative à la transition énergétique pour la croissance verte. En l'état des textes réglementaires, les modifications notables restent soumises à « déclaration aux termes de l'article 26 » du décret procédures INB du 2 novembre 2007).

7.2.10 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 nécessaire 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 « procédures INB » du 2 novembre 2007. Les autres équipements situés dans le périmètre de l'INB relevant par leur nature d'un régime administratif (eau 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.

7.2.11 Les autorisations de mise en service

L'autorisation de mise en service d'une INB est délivrée par l'ASN. Elle est détaillée au § 19.1.

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 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 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.

L'ASN bénéficie en tant que de besoin de l'appui de l'IRSN.

Historiquement orienté sur la vérification de la conformité technique des installations et des activités à la réglementation ou à des normes, le contrôle englobe aujourd'hui une dimension élargie aux facteurs organisationnels et humains.

Afin de conforter la crédibilité et la qualité de ses actions, l'ASN :

- a défini un système de qualification de ses inspecteurs reposant sur la reconnaissance de leur compétence technique ;
- a adopté certaines pratiques étrangères identifiées au travers d'échanges d'inspecteurs entre Autorités de sûreté ;
- favorise l'ouverture de ses inspecteurs à d'autres pratiques de contrôle.

L'ASN s'attache à faire respecter le principe de la responsabilité première de l'exploitant en matière de sûreté et de radioprotection. 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 installations nucléaires de base 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. Il s'agit de s'assurer que l'exploitant prend toutes les dispositions pour contrôler et limiter les doses reçues par les personnes intervenant sur les installations.

L'ASN s'assure du respect de ces règles en instruisant des dossiers spécifiques et à l'occasion d'inspections dédiées. Par ailleurs, la mise en place de critères communs à l'ensemble des exploitants pour la déclaration d'événements relatifs à la radioprotection permet de mieux informer l'ASN sur les situations anormales rencontrées.

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 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 Les conditions de travail dans les INB

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. Elles puisent leur légitimité non seulement dans les normes internationales (notamment convention n° 81 du Bureau international du travail) mais également dans les textes nationaux réglementant les services d'inspection.

Dans les CNPE, les actions de contrôle en matière de sûreté nucléaire, de radioprotection et d'inspection du travail portent très souvent sur des thèmes communs, comme l'organisation des chantiers ou les conditions de recours à la sous-traitance. Aussi, le législateur a-t-il confié les attributions des inspecteurs du travail aux ingénieurs ou techniciens précisément désignés à cet effet par le président de l'ASN parmi ses agents. Ils agissent sous l'autorité du ministre chargé du travail.

Dans les autres INB, notamment les réacteurs de recherche, les échanges avec les inspecteurs du travail de droit commun constituent une source d'information précieuse sur l'état des relations sociales, dans le cadre d'une vision de la sûreté nucléaire et de la radioprotection prenant mieux en compte l'importance des hommes et des organisations.

7.3.2 Les modalités du contrôle des INB

L'exploitant a la charge de fournir à l'ASN l'information nécessaire au contrôle que celle-ci assure. 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.

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, éventuellement après mise en demeure. 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.

7.3.2.1 L'instruction technique des dossiers fournis par l'exploitant

L'examen des documents justificatifs produits par les exploitants et les réunions techniques organisées avec les exploitants d'INB ou les constructeurs de matériels utilisés dans les installations constituent l'une des formes du contrôle exercé par l'ASN.

Au stade de la conception et de la construction, l'ASN vérifie les rapports de sûreté qui décrivent et justifient les principes de conception, les calculs de dimensionnement des équipements, leurs règles d'utilisation et d'essais, l'organisation de la qualité mise en place par le maître d'œuvre et ses fournisseurs. L'ASN contrôle également la fabrication des équipements du circuit primaire principal (CPP) et des circuits secondaires principaux (CSP) des REP.

Une fois l'installation nucléaire entrée en service, toutes les modifications importantes pour la sûreté proposées par l'exploitant sont soumises à l'ASN. En plus de ces rendez-vous rendus nécessaires par certaines évolutions des installations ou de leur mode d'exploitation, l'ASN fait procéder régulièrement par les exploitants à des réexamens périodiques (cf. § 14.2.1.3), de façon à renforcer les exigences de sûreté en fonction de l'évolution des techniques et de la doctrine d'une part, du retour d'expérience d'autre part.

L'instruction de ces dossiers peut conduire l'ASN à accepter ou non les propositions de l'exploitant, à exiger des compléments d'information, des études voire la réalisation de travaux de mise en conformité. L'ASN formule ses exigences sous la forme d'autorisation ou de décision.

7.3.2.1.1 L'expertise des informations fournies

Les dossiers fournis par l'exploitant ont pour but de démontrer que les objectifs fixés par la réglementation technique générale, ainsi que ceux qu'il s'est fixés, sont respectés. L'ASN est amenée à vérifier le caractère suffisamment complet du dossier et la qualité de la démonstration.

Chaque fois qu'elle le juge nécessaire, l'ASN recueille l'avis d'appuis techniques (cf. § 8.1.3), dont le principal est l'IRSN. L'évaluation de sûreté implique la collaboration de nombreux spécialistes ainsi qu'une coordination efficace afin de dégager les points essentiels relatifs à la sûreté. L'évaluation de l'IRSN s'appuie sur des études et des programmes de recherche et développement consacrés à la prévention des risques et à l'amélioration des connaissances sur les accidents. Elle est également fondée sur des échanges techniques approfondis avec les équipes des exploitants qui conçoivent et exploitent les installations.

Pour les affaires les plus importantes, l'ASN demande l'avis du groupe permanent d'experts compétents ; pour les autres affaires, les analyses de sûreté font l'objet d'avis transmis directement à l'ASN par l'IRSN.

7.3.2.1.2 Les principaux domaines concernés

Les arrêts programmés des centrales nucléaires

Les centrales nucléaires sont arrêtées périodiquement pour qu'il soit procédé à leur rechargement en combustible et à l'entretien de leurs principaux équipements.

Compte tenu de l'importance pour la sûreté des interventions menées lors de l'arrêt et des risques pour la sûreté de certaines situations d'arrêt, l'ASN exige une information détaillée de la part de l'exploitant. Cette information concerne principalement le programme des interventions et les anomalies survenant pendant l'arrêt. Le programme des opérations prévues pendant l'arrêt du réacteur peut faire l'objet de demandes de compléments de la part de l'ASN. Au cours des inspections dites « de chantier », les inspecteurs examinent par sondage les conditions de réalisation des différents chantiers en cours.

Les autres informations présentées par les exploitants

L'exploitant fournit périodiquement des rapports d'activité ainsi que des bilans sur les prélèvements d'eau et les rejets liquides et gazeux et sur les déchets produits.

De même, un volume important d'informations concerne des dossiers spécifiques comme par exemple la résistance aux séismes des installations, la protection contre l'incendie, la gestion des combustibles des REP, les relations avec les prestataires, etc.

7.3.2.2 Les autorisations internes

Les exploitants d'installations nucléaires sont responsables de la sûreté des activités qu'ils exercent.

Cependant, l'ASN considère que les opérations ayant lieu dans les INB qui présentent les plus forts enjeux en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection doivent être soumises à son autorisation préalable. À l'inverse, elle estime que les opérations dont l'enjeu est limité doivent rester sous la seule responsabilité de l'exploitant (cf. § 9.1).

Pour les opérations intermédiaires, qui présentent un enjeu significatif en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection sans toutefois remettre en cause les hypothèses de sûreté prises pour l'exploitation ou le démantèlement des INB, le code de l'environnement permet aux exploitants d'en délivrer l'autorisation uniquement dans le cas où ceux-ci mettent en place un dispositif de contrôle interne renforcé et systématique présentant des garanties de qualité, d'autonomie et de transparence suffisantes. La décision de réaliser ou non les opérations doit faire l'objet d'une autorisation formelle délivrée par des personnels de l'exploitant qu'il a habilités à cet effet. Cette organisation est appelée « système d'autorisations internes ». Elle peut faire l'objet d'une présentation à la CLI de l'INB.

Ce système d'autorisations internes est encadré par le décret procédures INB et par la décision de l'ASN n° 2008-DC-106 du 11 juillet 2008 qui précise les exigences que l'ASN fixe aux exploitants pour la mise en œuvre d'un tel dispositif.

L'ASN exerce naturellement une surveillance régulière et attentive du système depuis sa mise en place, que ce soit par le biais d'inspections sur site ou d'expertise des dossiers d'informations transmis par l'exploitant. Elle garde un pouvoir de sanction et notamment toute latitude pour suspendre l'autorisation de recourir au système d'autorisations internes pour un exploitant qui aurait failli à ses obligations.

Les opérations planifiées pour être autorisées « en interne » doivent par ailleurs être portées à la connaissance de l'ASN, ceci afin notamment de planifier d'éventuelles inspections.

Les opérations relevant du système d'autorisations internes peuvent, par exemple, concerner des travaux de rénovation d'installations, des opérations de démantèlement à faible enjeu, des réexamens périodiques de dispositifs expérimentaux ou la réalisation d'expériences respectant des conditions préétablies.

Ce système d'autorisations internes est aujourd'hui mis en place chez plusieurs exploitants, dont EDF, AREVA, l'ANDRA et le CEA.

7.3.2.3 L'utilisation du retour d'expérience

Un système de déclaration des anomalies répondant aux exigences de l'arrêté INB est en œuvre[2]. Celui-ci impose à l'exploitant de mettre en œuvre un système fiable de détection des anomalies pouvant survenir telles que des défaillances de matériels ou des erreurs d'application des règles d'exploitation. Ce système doit permettre de déceler de manière précoce toute sortie du domaine de fonctionnement normal du réacteur.

Les modalités de déclaration et de traitement des événements significatifs sont développées plus amplement aux § 19.6 et 19.7. Il convient de ne pas assimiler la déclaration des événements significatifs à des situations d'urgence radiologique pour lesquelles une organisation différente est mise en place ou à un système destiné à sanctionner les erreurs de l'exploitant ou d'un individu.

7.3.2.4 L'inspection

7.3.2.4.1 Les principes et les objectifs

Afin de prendre en compte, les enjeux sanitaires et environnementaux et les performances des exploitants en termes de sûreté nucléaire et de radioprotection, l'ASN identifie les activités et les thématiques qui présentent des enjeux forts, sur lesquelles elle concentre son effort d'inspection.

Pour apprécier ces enjeux, l'ASN s'appuie sur les connaissances scientifiques et techniques du moment, sur les informations issues des contrôles externes, sur l'instruction des dossiers présentés par les exploitants et sur les résultats des actions de contrôle qu'elle a menées. L'ASN peut à tout moment réviser son appréciation des enjeux au vu de l'évolution de ces éléments et des événements significatifs survenus en France ou dans le monde.

[2] Arrêté INB : arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base.

Le respect du référentiel de sûreté par les exploitants nucléaires fait l'objet d'une surveillance par sondage sous la forme d'inspections afin de vérifier concrètement la mise en œuvre des dispositions relatives à la sûreté, à la radioprotection et aux domaines connexes contrôlés par l'ASN.

L'inspection constitue le moyen privilégié de contrôle à la disposition de l'ASN. Sans avoir un caractère systématique et exhaustif, elle permet de détecter les anomalies ponctuelles, ainsi que les dérives éventuelles, révélatrices d'une dégradation de la sûreté des installations.

Lors des inspections sont établis des constats factuels portés à la connaissance de l'exploitant, ces constats concernant :

- des écarts entre la situation observée lors de l'inspection et les textes réglementaires ou les documents établis par l'exploitant en application de la réglementation ;
- des anomalies dans l'installation ou des points nécessitant aux yeux des inspecteurs des justifications complémentaires.

Les non-conformités relevées en inspection peuvent faire l'objet de sanctions administratives ou pénales.

L'ASN établit annuellement un programme prévisionnel d'inspections. Ce programme n'est pas connu des exploitants d'installations nucléaires. Il définit des priorités, destinées à avoir une action de contrôle renforcée sur les thèmes ou les activités présentant les enjeux les plus forts. Il permet également une répartition adéquate des moyens de l'ASN proportionnée aux enjeux des différentes installations.

Les inspections sont soit annoncées à l'exploitant quelques semaines avant la visite, soit inopinées (environ 20 % des inspections). Elles se déroulent principalement sur les sites nucléaires. Elles peuvent également concerner les bureaux des services centraux (ou services d'études) des grands exploitants nucléaires, les ateliers ou bureaux d'études des sous-traitants, les chantiers de construction, les usines ou les ateliers de fabrication des différents composants importants pour la sûreté.

Les inspections sont généralement réalisées par deux inspecteurs, l'un d'eux assurant plus particulièrement le pilotage, et peuvent bénéficier de l'appui d'un représentant de l'IRSN spécialiste de l'installation visitée ou du thème technique de l'inspection. L'ASN pratique différents types d'inspections :

- les inspections courantes ;
- les inspections de revue qui se déroulent sur plusieurs jours en mobilisant toute une équipe d'inspecteurs et ont pour objet de procéder à des examens approfondis ;
- les inspections avec prélèvements et mesures qui permettent d'assurer sur les rejets un contrôle par sondage indépendant de celui de l'exploitant ;
- les inspections menées à la suite d'un événement significatif ;
- les inspections de chantier à l'occasion des arrêts des réacteurs ou de travaux particuliers, notamment en phase de démantèlement.

Chaque inspection fait l'objet, dans les 21 jours, d'une lettre de suite qui est rendue publique sur le site Internet de l'ASN.

7.3.2.4.2 Les pratiques de l'inspection en 2015

En 2015, 658 inspections de la sûreté nucléaire ont été menées dans les INB, dont 330 sur les réacteurs électronucléaires.

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 le décret n° 2007-831 du 11 mai 2007 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 2015, le nombre des inspecteurs de la sûreté nucléaire en poste était de 183 dont 98 dans les divisions régionales de l'ASN et 85 dans les services centraux. Ces inspecteurs pilotent la majorité des inspections dans les INB. Des inspecteurs du travail ou de la radioprotection peuvent également intervenir dans ces installations.

Tableau 3 : Nombre d'inspections réalisées par l'ASN dans les INB

Année	Total	Inspections inopinées pour toutes installations nucléaires confondues	Inspections annoncées et inopinées pour les réacteurs électronucléaires
2013	764	191	369
2014	773	184	381
2015	658	138	330

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 N1[3]) est exercée directement par l'ASN qui peut se faire aider par un organisme habilité. L'évaluation de la 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.

Dans ce cadre, en 2015, 19 inspections de l'ASN ont été réalisées dans le domaine de la conception et de la fabrication dont 12 chez les organismes habilités. Ces inspections sont complétées par un nombre important d'inspections réalisées directement par les organismes.

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

7.3.3.3 Les événements significatifs

L'ASN a défini une catégorie d'écarts appelés « événements significatifs ». 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. Les événements significatifs doivent obligatoirement lui être déclarés, ainsi que le prévoient les textes de loi

[3] 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.

(codes de l'environnement, de la santé publique et du travail), l'arrêté du 7 février 2012 et l'arrêté du 29 mai 2009.

Les critères de déclaration aux pouvoirs publics 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 plus en détails les principes et critères de déclarations d'événements significatifs dans des guides.

L'analyse d'un événement significatif 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.

Tableau 4 : Nombre d'événements significatifs déclarés par les exploitants des INB et classés sur l'échelle INES (niveau 0 inclus)

Année	Réacteur à eau sous pression	Autres INB	Transport de matières radioactives
2013	817	193	51
2014	761	210	63
2015	712	226	66

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 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 (mises en demeure, suspensions d'activité…) prises par l'ASN et le nombre de procès-verbaux dressés à l'encontre d'exploitants entre 2013 et 2015 sont regroupés dans le tableau n°5.

Tableau 5 : Mesures administratives et procès-verbaux concernant les INB ou le transport de matières radioactives transmis au procureur de la République

Année	Mesures administratives	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

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. Elle lui donne également 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 conserve le pouvoir de définir, 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 les décrets de démantèlement. Il est responsable de la protection civile en cas de situation d'urgence.

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. Elle prépare des projets de textes réglementaires pour le compte du Gouvernement et précise la réglementation par des décisions techniques. 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 contribue à l'information des citoyens. Enfin elle apporte son concours à la gestion des situations d'urgence radiologique.

L'ASN s'appuie, sur le plan technique, sur l'expertise que lui fournissent principalement l'IRSN et des 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.

  Elle peut prendre des décisions réglementaires à caractère technique pour compléter les modalités d'application des décrets et arrêtés pris en matière de sûreté nucléaire ou de radioprotection, à l'exception de ceux ayant trait à la médecine du travail. Pour plus de détails, voir le § 7.1 ;

- 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. Elle définit les prescriptions applicables à ces installations en matière de prévention des risques, des pollutions et des nuisances. Elle autorise la mise en service de ces installations et, en fonction de leur importance, elle autorise les modifications notables de ces installations ou reçoit les déclarations s'y rapportant. Elle en prononce le déclassement après leur démantèlement.

  L'ASN délivre également les autorisations prévues par le code de la santé publique pour le nucléaire de proximité (regroupe les nombreux domaines utilisant les rayonnements ionisants, dont la médecine, la biologie humaine, etc.) et accorde les autorisations ou agréments relatifs au transport de substances radioactives. Pour plus de détails, cf. § 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 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 d'activité au Parlement, au Gouvernement et au Président de la République. Elle utilise également divers canaux, supports écrits (lettre mensuelle de l'ASN, revue Contrôle, 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

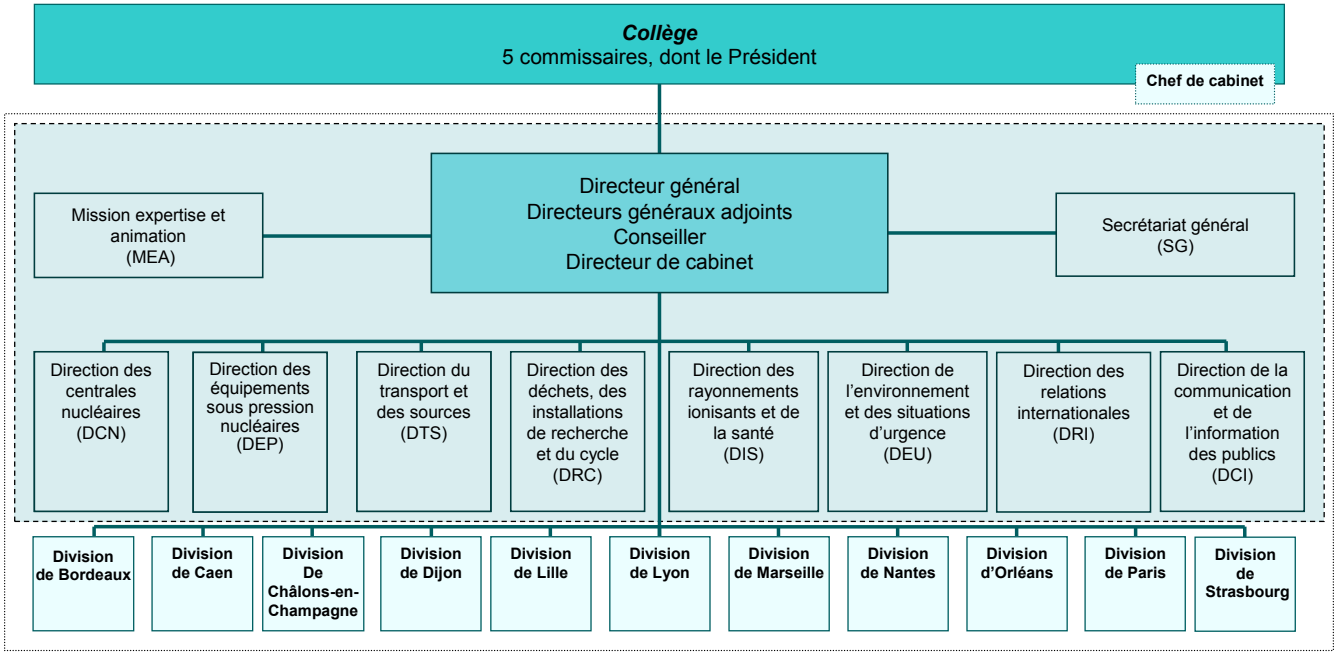


Figure 3 : Organisation générale de l'ASN

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.

Les commissaires de l'ASN exercent leurs fonctions à plein temps.

Dès leur nomination, les commissaires sont tenus d'établir trois déclarations d'intérêts et une déclaration patrimoniale en application de trois dispositifs juridiques différents :

- Une déclaration d'intérêts sur le fondement de l'article L. 592-6 du code de l'environnement mentionnant les intérêts qu'ils détiennent ou ont détenus au cours des cinq années précédentes dans les domaines relevant de la compétence de l'Autorité. Cette déclaration, déposée au siège de l'autorité et tenue à la disposition des membres du collège, est mise à jour à l'initiative du membre du collège intéressé dès qu'une modification intervient. Elle n'est pas rendue publique. Aucun membre ne peut détenir, au cours de son mandat, d'intérêt de nature à affecter son indépendance ou son impartialité. Pendant la durée de leurs fonctions, les commissaires ne prennent, à titre personnel, aucune position publique sur des sujets relevant de la compétence de l'Autorité.
- Une déclaration d'intérêts en vertu de l'article L. 1451-1 du code de la santé publique en matière de sécurité des produits de santé. Les informations contenues dans cette déclaration sont rendues publiques sur le site Internet de l'ASN, à l'exception des informations relatives aux montants déclarés et à l'identité des proches.
- Une déclaration d'intérêts détenus à la date de nomination et dans les cinq années précédant cette date et une déclaration de situation patrimoniale en application de la loi ordinaire n° 2013-

907 du 11 octobre 2013 relative à la transparence de la vie publique. Elles sont adressées à la Haute autorité pour la transparence de la vie publique. Toute modification substantielle de la situation patrimoniale ou des intérêts détenus donne lieu à une déclaration dans les mêmes formes.

Le mandat des membres du collège est d'une durée de six ans. Il n'est pas reconductible. Il ne peut être mis fin aux fonctions d'un membre qu'en cas d'empêchement ou de démission constatés par le collège statuant à la majorité des commissaires. Le Président de la République peut également mettre fin aux fonctions d'un membre du collège en cas de manquement grave à ses obligations.

Le collège définit la stratégie de l'ASN. À cet égard, il définit un plan stratégique pluriannuel et élabore 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. Les membres du collège exercent leurs fonctions en toute impartialité sans recevoir d'instruction du Gouvernement ni d'aucune autre personne ou institution.

8.1.1.2 Les services centraux 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 8 directions thématiques, d'un secrétariat général et d'une mission d'expertise et d'animation (Figure 3 : Organisation générale de l'ASN). 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.

8.1.1.3 Les divisions territoriales de l'ASN

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 2015 à 483 personnes, dont 263 dans les services centraux, 216 dans les divisions territoriales et 4 à l'étranger.

Au 31 décembre 2015 l'âge moyen des agents de l'ASN était de 43,5 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 2015, près de 3700 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 430 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. Pour 2015, le budget en coût complet de l'ASN est de l'ordre de 80 millions d'euros.

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. Le montant correspondant s'élève à 85 millions d'euros en 2015.

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.

8.1.3 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 poursuit depuis plusieurs années un effort de diversification de ses experts.

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

L'IRSN, établissement public à caractère industriel et commercial (EPIC) – dont les missions sont désormais définies par la Loi n° 2015-992 du 17 août 2015 relative à la transition énergétique pour la croissance verte (TECV) – est l'expert public national des risques nucléaires et radiologiques. L'IRSN concourt aux politiques publiques en matière de sûreté nucléaire et de protection de la santé et de l'environnement au regard des rayonnements ionisants. Organisme de recherche et d'expertise, il agit en

concertation avec tous les acteurs concernés par ces politiques, tout en veillant à son indépendance de jugement.

L'IRSN est placé sous la tutelle conjointe du ministère de l'Environnement, de l'Energie et de la Mer, du ministère de l'Education nationale, de l'Enseignement supérieur et de la Recherche, du ministère des Affaires sociales et de la Santé, du ministère de la Défense.

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.

Ces missions comportent la formation en radioprotection, la gestion et l'exploitation des données dosimétriques concernant les travailleurs exposés aux rayonnements ionisants et la gestion de l'inventaire des sources radioactives, ainsi qu'une contribution à l'information du public sur les risques liés aux rayonnements ionisants.

Certifié ISO 9001 en 2007, l'IRSN développe sa politique de la qualité sur la base d'une démarche d'amélioration continue visant à accroitre 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 quelque 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.

8.1.3.2 Les groupes permanents d'experts

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

Sept 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, 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 en raison de leur compétence, issus de milieux industriels, universitaires et associatifs. 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. La programmation et les résultats des travaux des GPE sont suivis avec une attention particulière par les dirigeants de l'ASN et de l'IRSN. Des réunions de dialogue et de coordination sont organisées trois fois par an pour contribuer à l'amélioration continue de la qualité technique et de la cohérence de leurs avis, qui sont des éléments clés pour l'ASN.

8.2 Les autres acteurs de la sûreté et de la radioprotection

8.2.1 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 reflètent la diversité des disciplines scientifiques et techniques. Les membres de l'OPECST ont pour mission d'étudier l'organisation de la sûreté et de la radioprotection, dans l'administration et chez l'exploitant, de comparer leurs caractéristiques à celles des autres pays et de vérifier que les autorités ont les moyens d'exercer leur mission. Les rapports de l'Office sont réalisés en amont du vote d'une loi pour préparer la décision législative ou en aval pour le suivi de l'application du texte voté. Les membres de l'OPECST ont aussi joué un rôle important dans l'élaboration de la loi TSN.

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.

En 2011, à la suite de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, une mission parlementaire a rendu un rapport sur « la sécurité nucléaire, la place de la filière et son avenir ».

En juin 2015, l'OPECST a rendu un rapport sur « Le contrôle des équipements sous pression nucléaires : le cas de la cuve du réacteur EPR » (compte rendu de l'audition publique du 25 juin 2015 et de la présentation des conclusions du 8 juillet 2015).

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.

8.2.2 La Mission sûreté nucléaire et radioprotection (MSNR)

La Mission sûreté nucléaire et radioprotection (MSNR) est le service ministériel, placé sous l'autorité du ministère de l'environnement, de l'énergie et de la mer (MEEM), 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 le secrétariat du HCTISN (cf. § 8.2.3.1).

8.2.3 Les instances consultatives

8.2.3.1 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 Haut Comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire (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.

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

Le Conseil supérieur de la prévention des risques technologiques (CSPRT) assiste les ministres chargés des installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE), de la sûreté nucléaire et de la sécurité industrielle.

Le Conseil supérieur 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. Ses avis sont joints aux projets soumis à l'ASN. Pour l'ASN, recueillir l'avis du CSPRT est ainsi un des moyens de parvenir à une meilleure cohérence des exigences auxquelles sont soumises les ICPE et les INB.

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.

8.2.4 Les commissions locales d'information (CLI)

La loi « TSN » du 13 juin 2006, désormais codifiée aux livres Ier et V du code de l'environnement, a formalisé le statut des Commissions Locales d'Information (CLI) auprès des INB. Ces commissions, mises en place par le président du Conseil général 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 relative à la transition énergétique pour la croissance verte renforce les compétences des CLI qui doivent organiser une fois par an une réunion publique ouverte à tous, 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. Pour les CLI

de sites nucléaires localisés dans un département frontalier, leur composition est ouverte à des membres des États voisins.

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 (cf. § 7.2.4) 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 management intégré 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, 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 et de radioprotection prises.

En particulier, au titre de la loi, 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.

9.2.2 Les mesures prises par le CEA

Une CLI (cf. § 8.2.4) est en place auprès de chaque centre du CEA ; le CEA tient les commissions régulièrement informées des activités de recherche, de l'évolution de la situation règlementaire des installations, ainsi que des événements relatifs à la sûreté nucléaire et à la radioprotection.

Les suites de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, et tout particulièrement les ECS, 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'AREVA et du CEA.

Dans le cadre de la demande d'autorisation de mise à l'arrêt et de démantèlement du réacteur Phénix, le CEA, et notamment le centre de Marcoule, a participé à l'enquête publique et aux auditions par les services de l'Etat 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 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 - CONSIDERATIONS GENERALES DE SURETE

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

Pour garantir et améliorer la qualité et l'efficacité de son action, l'ASN a mis en œuvre une organisation qui est décrite dans le chapitre 8.

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 première priorité est donnée à la sûreté nucléaire.

L'importance donnée à la sûreté est soulignée dans le code de l'environnement et dans ses textes d'application tels que l'arrêté INB. Ces textes, qui fixent les principes et objectifs que l'exploitant de toute INB doit prendre en compte pour établir sa politique de protection des intérêts protégés par la loi[4] et sa mise en œuvre à tous les stades de la conception, la construction, l'exploitation et du démantèlement des installations, concourent à son amélioration continue.

En l'inscrivant au niveau législatif, l'ordonnance n° 2016-128 du 10 février 2016 *portant diverses dispositions en matière nucléaire* a renforcé l'exigence imposée à l'exploitant d'une INB d'accorder la priorité à la protection des intérêts protégés 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 le développement d'une culture de sûreté nucléaire. Le management de la sûreté doit s'intégrer dans le système de management général de l'entreprise afin de garantir la protection des intérêts mentionnés par le code de l'environnement en accordant néanmoins la priorité à la prévention des accidents à la limitation de leurs conséquences.

10.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

La responsabilité d'exploitant nucléaire au sein d'EDF SA pour les réacteurs nucléaires s'exerce aux principaux niveaux concernés : le président directeur général, le directeur du parc électronucléaire et thermique (DPNT), le directeur de l'ingénierie et projets nouveau nucléaire (DIPNN), le directeur de la division production nucléaire (DPN), responsable de l'exploitation de l'ensemble du parc nucléaire français, et chaque directeur de centrale nucléaire.

[4] 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.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

Compte tenu de l'importance de l'ensemble des activités nucléaires d'EDF et de ses responsabilités et implications dans l'exploitation de réacteurs en France, mais aussi en Grande Bretagne, le Groupe EDF s'est doté en 2012 d'une Politique Sûreté Nucléaire qui s'applique à l'ensemble de ses activités, au sein de chaque société du Groupe, opératrices d'installations nucléaires (conception et construction de nouveaux projets, exploitation des parcs existants, maintenance, gestion des déchets, déconstruction, ingénierie). Cette politique, s'inspirant des guides et référentiels internationaux (AIEA SF n°1 et GSR-3, INSAG 4 pour la culture sûreté, INSAG 13 pour le management de la sûreté, INSAG 18 pour la maîtrise des changements), vise à réaffirmer au niveau du Groupe la priorité à la sûreté et à aider chaque manager à l'incarner auprès de tous, en associant les partenaires industriels. 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 un principe clair de responsabilité et de contrôle à tous les niveaux de l'entreprise, et des engagements forts en matière de compétences, 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. Dans le domaine de la sûreté des réacteurs, la mission sûreté qualité au niveau des centrales nucléaires, l'inspection nucléaire au niveau de la DPN, l'inspection générale pour la sûreté nucléaire et la radioprotection au niveau du président directeur général du groupe EDF constituent ces entités indépendantes, pour le compte respectivement du directeur de site, du directeur de la DPN et du président directeur général du groupe EDF.

Concernant plus particulièrement les centres nucléaires de production d'électricité (CNPE), EDF a poursuivi le renforcement du processus de prise de décision afin d'assurer la primauté de la sûreté. Depuis le début des années 2000, la mise en œuvre des OSRDE (Observatoires sûreté radioprotection disponibilité environnement) est favorisée afin d'identifier les conditions dans lesquelles les décisions sont prises. En complément, un travail a été mené depuis quelques années, à partir du document INPO « Prise de décision efficace » pour mettre en place systématiquement les conditions favorables à une bonne prise de décision.

Par ailleurs, les centrales nucléaires sont auditées à différents niveaux :

- par l'inspection nucléaire, entité d'audit de la DPN. Ces évaluations, réalisées tous les quatre ans, consistent à évaluer le niveau de sûreté, de radioprotection et d'environnement en comparant les performances réelles des organisations et le référentiel d'exigences établi par la direction de la DPN, puis à émettre des recommandations à toute la ligne hiérarchique pour améliorer la sûreté ;
- par l'AIEA, à travers des missions OSART (cf. annexe 5) avec un audit spécifique de préparation de l'inspection nucléaire mené 18 mois à deux ans avant (1 mission OSART par an pour la DPN) ;
- par l'association mondiale des exploitants nucléaires (WANO, cf. § 20.3) à travers des revues de pairs. Ces revues consistent en un programme d'évaluation d'une centrale, couvrant les domaines techniques et managériaux, réalisé par des pairs exploitants étrangers. Elles sont aussi l'occasion d'échanges entre l'équipe d'évaluation et les exploitants de la centrale visitée. Elles sont réalisées tous les 4 ans sur chaque site.

Ces évaluations par WANO et l'AIEA constituent aussi une opportunité pour les ingénieurs et cadres EDF d'observer de bonnes pratiques à l'étranger.

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 de l'industrie nucléaire.

En particulier, 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 auprès des directeurs, chefs de service et managers de 1ere ligne, construit autour de 3 principes-clés :
  - leadership sûreté ;
  - développement et engagement du personnel ;
  - amélioration continue et outils supports (prise de décision, auto-évaluation/diagnostic, visite terrain, projet d'équipe,…) ;
- « 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).

Sur les 3 dernières années, ces 2 volets ont été renforcés par une dynamique accrue sur le développement de la culture de sûreté et avec l'ambition de faciliter l'entrée des nouvelles générations dans l'industrie du nucléaire.

Ainsi, en partant des pratiques internationales et de ses convictions dans le domaine – la culture ne se décrète pas, elle résulte d'une conduite du changement, la culture vient de l'organisation, mais aussi des cultures issues des différents métiers – EDF a mis en place un groupe de travail national/sites qui a produit :

- un guide culture de sûreté, qui présente la démarche historique menée chez EDF et les repères communs en matière de culture de sûreté, au travers de 6 thèmes et 40 sous-thèmes ;
- un ensemble de leviers de conduite du changement, qui permettent concrètement de prendre du recul, se positionner, mais aussi débattre, échanger sur les pratiques en matière de sûreté au sein d'une unité, des services et surtout des équipes : questionnaire de perception de la sûreté, observatoire culture de sûreté, e-learning, formations, ateliers culture de sûreté, …

Enfin, sur le volet du pilotage, la mise en place, maintenant sur toutes les unités, d'un système de management intégré constitue un levier supplémentaire pour garantir la priorité requise à la sûreté.

10.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

10.3.1 Les réacteurs du CEA

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. Cette démarche a permis la mise en place de contrats formalisant, à l'intérieur des unités et à différents niveaux hiérarchiques, des objectifs de sûreté et de

radioprotection précis et les moyens associés. Le CEA s'est ainsi également engagé dans une démarche d'auto-évaluation par le biais d'un certain nombre d'indicateurs de suivi de la sûreté et du bon fonctionnement de l'organisation.

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 et son évolution en Annexe 3, § 3.2) ;
- une culture de sûreté enseignée, entretenue et développée ;
- des acteurs professionnels, compétents et aptes à travailler en équipes.

Il convient de noter qu'à partir du 1er janvier 2016, l'organisation structurelle du CEA a été modifiée (cf. Annexe 3, § 3.2). La description qui en est faite ci-après correspond à l'organisation effective jusqu'au 31 décembre 2015.

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, règlementaires 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 protection et de la sûreté nucléaire, pour la sûreté nucléaire, la radioprotection, les transports. Cette direction, faisant partie du pôle « maîtrise des risques », 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 rassemblés dans le manuel CEA de la sûreté nucléaire. Ils comprennent :

- des circulaires qui sont des directives de la direction générale ;
- des recommandations qui visent à définir la doctrine du CEA.

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) du pôle « maîtrise des risques ». L'IGN effectue des inspections programmées (environ une dizaine par an) et des inspections réactives en lien avec des événements significatifs. Le directeur de l'IGN peut décider sa saisine sur des sujets opportuns.

Le CEA a renforcé les dispositions d'organisation de la radioprotection dans 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.

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 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 SMI, conformément à l'arrêté INB.

10.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN

10.4.1 L'ASN

L'action de l'ASN repose sur son système de management par la qualité fondé en particulier sur des audits internes et externes.

Dans une logique de progrès continu, l'ASN avait accueilli en 2006 une mission IRRS de type « full scope » (sur l'ensemble des domaines en sûreté nucléaire et en radioprotection), puis en 2009 une mission de suivi.

L'ASN a accueilli du 17 au 28 novembre 2014 une nouvelle mission IRRS portant sur l'ensemble de ses activités, présidée par Mark Satorius, directeur général de l'autorité de sûreté américaine, et par Ann McGarry, directrice de la radioprotection de l'Agence irlandaise de protection de l'environnement.

Pendant la mission, vingt-neuf experts des autorités de sûreté nucléaire et de radioprotection d'Allemagne, d'Australie, de Belgique, du Canada, de Corée, de Cuba, d'Espagne, des États-Unis, de Finlande, d'Inde, d'Irlande, du Japon, de Hongrie, du Maroc, de Norvège, du Pakistan, de la République tchèque, du Royaume-Uni, de Suisse et de l'AIEA ont rencontré les équipes de l'ASN ainsi que les autres services concernés de l'État. M. Satorius et Mme McGarry ont, par ailleurs, eu un entretien avec M. Le Déaut, président de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques.

Les conclusions de la mission ont été présentées à l'ASN le 28 novembre 2014 et ont fait l'objet d'un communiqué de presse de l'AIEA. Cette mission très approfondie a confirmé la robustesse et la rigueur du management du contrôle exercé en France par l'ASN.

Parmi les points positifs ou bonnes pratiques soulignés, le fonctionnement de l'ASN comme un organisme de contrôle indépendant, la structure réglementaire efficace bénéficiant du soutien de l'IRSN et des groupes permanents d'experts, l'engagement fort existant en France pour la sûreté et la structure organisationnelle robuste et efficace, accordant une grande importance à l'impartialité des commissaires, des groupes d'experts et de l'ensemble du personnel, la large implication des parties prenantes dans les processus réglementaires et la transparence des prises de décision, la communication large, enfin la coordination entre organismes de contrôle impliqués dans la planification d'urgence et l'interaction efficace avec les exploitants dans ce domaine.

Plusieurs points d'attention ont été signalés :

- la nécessité d'évaluer le cadre réglementaire pour le contrôle des expositions dans le domaine médical pour s'assurer de sa complétude et la coordination entre les organismes impliqués ;
- le renforcement du système utilisé par l'ASN pour évaluer et modifier son cadre réglementaire ;
- le besoin de préciser dans le système de gestion intégré de l'ASN tous les processus dont l'ASN a besoin pour remplir son rôle.

Les conclusions de la mission font également apparaître que de nouveaux moyens doivent être étudiés afin de garantir à l'ASN les ressources humaines et financières dont elle a besoin pour mener un contrôle efficace de la sûreté nucléaire et de la radioprotection à l'avenir.

Le rapport de l'AIEA, dans sa forme définitive, a été transmis à la France au premier trimestre 2015 et rendu public sur le site Internet de l'ASN.

L'ASN participe fréquemment aux équipes d'auditeurs pour les missions réalisées à l'étranger auprès d'autres Autorités de sûreté.

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 chaque année 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.

En plus des inspections, le contrôle de l'ASN s'appuie sur les évaluations faites à sa demande par l'IRSN et le GPR. Par exemple, l'avis du GPR a été sollicité en 2015 sur la thématique du management de la sureté et de la radioprotection des opérations sous-traitées lors des arrêts de réacteur.

L'ASN publie son avis et son analyse sur la politique et le management de la sûreté dans les rapports annuels sur l'état de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en France. Ces avis figurent dans le présent rapport dans tous les chapitres suivants, en particulier dans les chapitres 12 et 13.

L'exploitant des réacteurs électronucléaires

L'ASN considère que la politique de sûreté du groupe EDF, approuvée par son président en 2012, est satisfaisante.

L'ASN constate qu'EDF a bâti progressivement un système de management intégrant la sûreté autour de principes tels que le management par la qualité, l'amélioration continue, la gestion du retour d'expérience, la rigueur des pratiques d'intervention, la prise en compte des facteurs organisationnels et humains, la complémentarité des contrôles, l'engagement des individus. Ces principes ont été déclinés dans des dispositifs qui constituent aujourd'hui les fondements du système de management de la sûreté d'EDF. Néanmoins, malgré une affirmation volontariste de la « priorité donnée à la sûreté » par tous les

niveaux de management d'EDF, dans certaines situations de décision en temps réel, la prise en compte simultanée de l'ensemble des impératifs et objectifs (sûreté, radioprotection, protection de l'environnement, disponibilité, organisation du travail, coûts…) peut amener à une perte relative de lisibilité des exigences de sûreté et influer sur les arbitrages nécessaires. À ce titre, l'ASN considère que le dispositif OSRDE, qui permet d'analyser la façon dont la sûreté est prise en compte lors de prises de décision, face à d'autres impératifs tels que la disponibilité des installations, mérite d'être mieux utilisé pour constituer un outil de retour d'expérience organisationnel efficace.

L'ASN relève toujours la présence d'une « filière sûreté », instance de contrôle interne indépendante de l'exploitation, structurée à plusieurs niveaux, comme un point fort. Cette voie indépendante bénéficie de moyens significatifs, ainsi que d'un soutien affiché de la part du management des centrales nucléaires. Toutefois des difficultés de gréement des certains postes d'ingénieurs sûreté et une tendance à ce que ces postes soient majoritairement occupés par de jeunes ingénieurs au détriment d'ingénieurs sûreté issus de métiers de la conduite sont observées. Cette tendance peut conduire à une difficulté pour la filière indépendante sûreté à jouer tout son rôle vis-à-vis de la conduite.

L'ASN relève également un nombre considérable de projets mis en place concomitamment par EDF. Isolément, chacun de ces projets semble intégrer correctement les considérations liées à la sûreté ou visent à remédier à des lacunes identifiées par EDF. Cependant, l'effet cumulé de la mise en place de l'ensemble de ces projets, alors même que s'engage un renouvellement massif de compétences pour EDF peut rendre la situation complexe. EDF doit être vigilant à ce que cet enchainement de projets ne conduise pas à une déstabilisation continue de certains métiers qui pourrait aller à l'encontre du but recherché et reste compatible avec la charge de travail des métiers.

Les exploitants des réacteurs de recherche

Pour le CEA, si l'ASN considère le management de la sûreté globalement satisfaisant, elle attend des progrès dans la surveillance des prestataires. Une opération de contrôle de grande ampleur a mis en évidence des lacunes dans l'organisation déployée sur certaines installations, confirmée par d'autres inspections. Le CEA doit être attentif au maintien des compétences nécessaires au respect de la qualité et du niveau de sûreté des activités sous-traitées.

Pour l'ILL, la déclaration selon laquelle la sûreté nucléaire a toujours été et reste la priorité de l'ILL est matérialisée :

- Au plan de l'organisation, par l'existence d'une unité radioprotection (service de radioprotection et de surveillance de l'environnement) et d'une unité qualité-risque directement rattachées au directeur de l'Institut, et d'une unité sûreté rattaché à la Division réacteur ;
- Au plan de l'exploitation, par la définition d'activités dites « importantes pour la protection» et, par principe, soumises à un double contrôle.

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, via 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 136,2 GWe dans le monde au 31 décembre 2014 pour une production mondiale de 623,5 TWh, le Groupe EDF dispose de l'un des plus importants parcs de production au monde et, parmi les dix plus grands énergéticiens, du parc le moins émetteur de CO2 par kilowattheure produit grâce à la part du nucléaire (72,9 GWe), de l'hydraulique et des autres énergies renouvelables (28,3 GWe) dans son mix de production.

En 2014, le Groupe a réalisé un chiffre d'affaires consolidé de 75 milliards d'euros, un EBITDA de 17,6 milliards d'euros et un résultat net courant de 4,9 milliards d'euros.

En France, la production nette d'électricité par EDF en 2014 a été de 460,4 TWh, dont 415,9 TWh issu de la production nucléaire (63,13 GWe), 37,5 TWh hydraulique (19,9 GWe) et 6,9 TWh fossile (13,7 GWe), sur un total de 540,6 TWh tous producteurs confondus. En 2015, la production nucléaire a été de 416,8 TWh.

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. À ce jour, le montant total des investissements s'établit au maximum à 55 milliards d'euros d'ici à 2025 pour les 58 réacteurs du parc en fonctionnement. En particulier, ce programme inclut un montant global de l'ordre de 10 milliards d'euros pour répondre aux prescriptions de l'ASN prenant en compte les enseignements tirés de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi.

Ce chiffrage indicatif sera validé ultérieurement et progressivement après l'optimisation des solutions de déploiement du programme, les travaux d'évaluation complémentaires et la prise en compte des programmations pluriannuelles (programmation pluriannuelle de l'énergie (PPE) et Plan stratégique) prévues par la loi relative à la transition énergétique. Ce programme industriel sera 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 2015 une valeur de réalisation de 23,5 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

Avec la radioprotection, 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 ECS.

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

L'ILL est leader mondial en recherche neutronique. Son budget annuel est d'environ 80 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.

11.1.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN

11.1.4.1 Les réacteurs électronucléaires

EDF a connu plusieurs changements successivement en 2000 et 2004 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 86 % 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 2013, les exploitants ont remis au ministère de l'écologie, de développement durable et de l'énergie (MEDDE) leur quatrième rapport triennal concernant le financement du démantèlement et de la gestion des déchets radioactifs. De façon générale, la robustesse des évaluations réalisées doit être mieux justifiée et 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 MEDDE 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. Enfin, le coût afférent à la mise en œuvre de solutions de gestion à long terme des déchets radioactifs de haute et de moyenne activité à vie longue a été réévalué à 25 milliards d'euros (conditions économiques du 31 décembre 2011) par arrêté du 15 janvier 2016, conduisant les exploitants à devoir augmenter les provisions correspondantes.

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 la démarche des « grands engagements », mise en œuvre depuis 2007 par le CEA, doit être poursuivie et enrichie régulièrement par de nouveaux « grands engagements ». Tout report doit, d'une part, être dûment justifié, d'autre part, faire l'objet d'échanges en amont avec l'ASN. De façon générale, l'ASN reste vigilante sur le respect des engagements pris par le CEA, tant pour ses installations en fonctionnement que pour ses installations en démantèlement. Si cela s'avérait nécessaire, l'ASN pourrait prendre des décisions à caractère prescriptif comme cela fut le cas en 2012 pour le désentreposage de l'installation Masurca. Malgré des retards dans la tenue de certains engagements, le bilan tiré de ce dispositif est globalement positif. En 2015, 22 des 35 grands engagements définis depuis 2007 pour l'ensemble des INB du CEA ont donc été respectés. En 2015, à la demande de l'ASN, le CEA a défini 9 nouveaux grands engagements échelonnés entre 2016 et 2022.

Depuis plusieurs années, l'ASN constate sur les installations du CEA :

- des retards importants dans la réalisation des opérations de démantèlement et de reprise et de conditionnement des déchets anciens ;

- des augmentations très significatives de la durée envisagée des opérations de démantèlement et de reprise de déchets anciens ;
- des retards importants dans la transmission des dossiers de demande d'autorisation de démantèlement.

L'ASN a donc demandé au CEA en octobre 2015 de procéder à un réexamen global de la stratégie de démantèlement des installations nucléaires et de gestion des matières et déchets radioactifs du CEA ; ce réexamen concerne en particulier la pertinence du niveau des ressources financières consacrées à ces opérations.

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 figurent notamment dans le code de l'environnement et l'arrêté INB relatives de façon plus générale aux ressources dont doit disposer l'exploitant d'une 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 2015, l'effectif de la division production nucléaire (DPN) d'EDF, en charge de l'exploitation des réacteurs nucléaires, est d'environ 23250 personnes, réparties entre les 19 centrales en exploitation, et les 2 unités nationales d'ingénierie. Les ingénieurs et cadres représentent 36% des effectifs (8400 personnes), les agents de maîtrise 60% (13800 personnes) et les agents d'exécution 4% (1000).

À ces 23250 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 5 800 ingénieurs et techniciens des centres d'ingénierie répartis dans les collèges cadres (75 %) et maîtrise (25 %) ;
- près de 280 ingénieurs et techniciens de la division combustible nucléaire (DCN) ;
- plus de 600 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 500 personnes qu'il faut considérer.

L'ordre de grandeur du nombre des personnels consacrés aux activités de sécurité et de radioprotection est d'environ 1050 personnes.

Depuis 2006, EDF travaille en profondeur pour sécuriser les compétences et trajectoires d'effectifs, avec la mise en place d'une 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 2015, la DPN a vécu une refonte profonde de ces ressources humaines avec un fort renouvellement des compétences (10000 entrants) et une augmentation très importante du volume de pépinière en formation, une hausse des effectifs (près de 24%, passant de 18750 à 23250 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.

Les volumes de formation sont également en forte augmentation: ils ont été multipliés par près de 3 en 10 ans atteignant 3 millions d'heures en 2015. Les cursus de formations initiales ont été enrichis et adaptés à ce nouveau contexte avec la création de cursus dits "Académies savoir communs du nucléaire", ainsi que des cursus revus pour chaque métier spécifique. À partir du 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 en cours d'installation sur chaque site et la démarche Systematic Approach to Training (SAT) est en cours de déploiement progressif sur les métiers à enjeu sûreté.

De même, pour ce qui concerne l'ingénierie, une démarche « plan de développement de la compétence clé ingénierie nucléaire » (PDCC) a été lancée en 2006, impliquant toutes les unités concernées (ingénierie, production R&D). 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'ingénieur « études » (fonctionnement, culture de sûreté et de qualité, sécurité et radioprotection...).

11.2.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

11.2.3.1 Les réacteurs du CEA

Dans chaque installation, a minima un ingénieur de sûreté est en poste ; il s'agit d'un ingénieur connaissant l'installation et expérimenté dans l'analyse et le traitement des dossiers de sûreté. L'installation est aussi dotée d'une compétence en criticité. Pour les réacteurs, on peut avoir, suivant leur taille, une équipe constituée de plusieurs ingénieurs pour assurer ces fonctions.

Conformément aux exigences de l'arrêté INB et du chapitre « ressources humaines » de la norme ISO 9001-version 2008, les compétences des personnes affectées à des postes importants pour la sûreté sur une INB doivent être garanties.

Les principes retenus pour la procédure de qualification et d'habilitation sont :

- la séparation des responsabilités de qualification et d'habilitation ;
- la reconnaissance de la qualification par un responsable qui fait appel, s'il le juge utile, à des spécialistes ;

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

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 protection 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 compétence mis en place au sein du CEA (cf. § 10.3.1 et l'Annexe 3 § 3.2 pour tenir compte de la nouvelle organisation du CEA depuis le 1er janvier 2016) et animés par la DPSN.

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 dispose depuis 2008 d'un deuxième ingénieur sûreté, également directement rattaché au chef de la division réacteur, et maintenant d'un ingénieur qualité-risque auprès de la Direction.

Pour assurer la surveillance de l'installation et le suivi radiologique du personnel, l'effectif de l'unité de protection contre les rayonnements 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'est doté d'une structure projet qui mobilise aussi bien les services de l'ILL que des personnels d'entreprises extérieures. Un ingénieur sûreté supplémentaire a été embauché pour la durée de ce projet qui couvre la période 2012-2016.

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.

Pour les réacteurs électronucléaires, 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. Ainsi, des cas de défaut d'anticipation du départ massif sur certains métiers ont été remarqués sur quelques sites. Le relatif équilibre qui a pu être observé jusqu'à présent risque toutefois d'être perturbé alors que s'engagent simultanément une relève

importante des générations et des travaux considérables à la suite des ECS et des réexamens périodiques. La réussite du renouvellement massif des compétences auquel EDF est confronté passe par un effort sans précédent en termes de formation et d'accompagnement des nouveaux embauchés.

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. Toutefois, des écarts sont encore relevés lors d'inspections ou à la suite d'événements significatifs, certains intervenants ne bénéficiant pas toujours des formations prévues ou le contenu de ces dernières s'avérant à compléter.

Pour les réacteurs de recherche du CEA, le management de la sûreté a fait l'objet d'un examen du Groupe permanent d'experts de l'ASN en 2010 conduisant le CEA à prendre l'engagement de présenter une démarche d'identification des compétences nécessaires à court et moyen terme en sûreté et en radioprotection, ainsi que le bilan de sa mise en œuvre. Le CEA a présenté à l'ASN sa démarche GPEC en 2013 qui doit permettre d'anticiper le renouvellement des compétences. Le CEA a indiqué en 2015 que sa principale contrainte en matière de ressource humaine est le nombre réduit à court terme de départs en retraite, générant des contraintes sur le flux de recrutement et sur les opérations d'optimisation et de redéploiement d'effectifs à mener à bien sur la période, en fonction de l'évolution des programmes. Par ailleurs, le CEA a indiqué vouloir se focaliser sur son cœur de métier, la recherche, qui comprend l'exploitation de réacteurs de recherche. Il 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.

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 ECS réalisées 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 2 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, sur les unités et au national, avec l'appui de la 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 presque 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 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 : VD3 1300, EPR UK, Grand Carénage, Colimo[5], post-Fukushima ou projets sécuritaires.

De plus, à partir des données issues des impacts SOH, une démarche dite INSAG 18 est engagée dans les grands projets, afin d'identifier et caractériser les conséquences potentielles sur la sûreté liés aux changements envisagés.

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 (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 3 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.

Afin de renforcer cette mission, un nouveau référentiel métier a été défini qui reprend les différents volets de la mission et assure l'adéquation du dispositif de professionnalisation mis en place.

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 protection 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 près de chaque directeur de centre.

Les spécialistes constituent le Pôle de compétences qui anime le réseau des acteurs FOH. Ces derniers se rassemblent une journée chaque année pour échanger autour des pratiques internes CEA et externes.

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.

Différents documents ont été publiés entre 2013 - 2015 : deux fiches techniques relatives à la gestion de crise et aux documents opérationnels et un guide décrivant la méthode générale FOH au CEA.

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

Les 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 mise en place.

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) et a signé un accord de partenariat avec l'Ecole des Mines de Paris autour de l'étude des interactions dans les entreprises en réseau et du maintien des compétences lors des changements survenant dans ces entreprises.

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 de février 2014 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. L'ASN estime que cette présence contribue encore insuffisamment à une meilleure prise en compte des réalités du terrain par le management du site. L'ASN relève aussi de nombreuses insuffisances concernant les conditions d'intervention des intervenants (documents incomplets, indisponibilité du matériel, etc.). Enfin, l'organisation en place dans les centrales nucléaires pour gérer les compétences, les habilitations et la formation est globalement satisfaisante, même si des manques dans l'offre de formation proposée et des défauts d'anticipation de départ sur certains métiers sont toujours constatés.

Enfin, l'ASN contrôle les activités de constitution du retour d'expérience de la conception, de la construction et de l'exploitation des réacteurs. Au niveau des centrales nucléaires, 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'ASN juge 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, ce qui traduit une appropriation perfectible de la démarche FOH par certains d'entre eux.

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

L'organisation mise en place au CEA depuis plusieurs années a permis de contribuer à une meilleure lisibilité des responsabilités et des missions des unités, notamment en matière de continuité de la ligne d'action, d'indépendance de la fonction de contrôle et d'identification d'une fonction d'assistance aux installations.

Pour ce qui concerne plus particulièrement la prise en compte des facteurs humains, le CEA s'est doté d'un pôle de compétence (devenu Direction des ressources humaines et des relations sociales depuis le 1er janvier 2016, cf. Annexe 3 § 3.2) dont 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. Si l'ASN juge cette initiative satisfaisante, elle considère que les actions menées doivent être encore étoffées et mieux structurées pour constituer une véritable stratégie de prise en compte des facteurs organisationnels et humains dans la politique de sûreté.

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

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. Les suites données à cette évaluation et leur déclinaison opérationnelle sur les centres du CEA feront l'objet d'inspections en 2016.

12.4.3 Travaux réalisés sur les facteurs organisationnels et humains dans le cadre des ECS

À l'issue des expertises qui ont été menées dans le cadre des ECS, trois priorités ont été retenues :

- 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 sujets, 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 :

- la contribution de la sous-traitance en situation de fonctionnement normal à la sûreté des installations ;
- les aspects juridiques du recours à la sous-traitance ;
- la gestion des situations de crise ;
- l'articulation entre « sûreté gérée » et « sûreté réglée ».

Par ailleurs, en complément des éléments précités, l'ASN prescrits au CEA dans ses décision du 26 juin 2012 des demandes de compléments portant sur :

- les actions humaines requises pour la gestion de situations extrêmes ;
- la liste des compétences nécessaires à la gestion de crise dont celles portées par les prestataires ;
- la formation et préparation aux situations accidentelles ;
- la prise en charge sociale et psychologique des intervenants dans les situations accidentelles.

L'ASN finalisera l'instruction des réponses transmises de 2012 à 2015, en 2016.

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 management intégré précisant les dispositions mises en œuvre en termes d'organisation et de ressources de tout ordre (cf. Chapitre 10), le maintenir, l'évaluer et en améliorer l'efficacité.

Cet arrêté impose à l'exploitant de définir des exigences de qualité pour chaque activité 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 incidents 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

Politique et programme d'assurance de la qualité pour les réacteurs électronucléaires

Il incombe à EDF de garantir une conception, une réalisation et une exploitation de son parc nucléaire qui soient sûres et performantes, tant sur le plan technique que sur le plan économique. La politique de management par la qualité, qui vise prioritairement les activités importantes pour la sûreté, y contribue.

Il en résulte trois objectifs :

- consolider les acquis et améliorer les résultats, en priorité là où c'est nécessaire, dans une dynamique de progrès continu ;
- assurer l'adhésion des acteurs au système qualité par leur implication dans sa mise en œuvre et son amélioration ;
- disposer d'un système qualité répondant aux exigences réglementaires françaises, aux recommandations internationales concernant la qualité et aux pratiques et méthodes performantes mises en valeur par le retour d'expérience (cf. § 19.7). Dans le cadre de cette démarche, des indicateurs permettent de suivre les tendances et de définir des dispositions préventives.

Faire évoluer le système qualité sur la base des acquis

La nécessité de garantir la sûreté a conduit EDF à développer un système qualité basé sur la compétence du personnel, l'organisation du travail, la formalisation des méthodes. L'expérience acquise amène à faire évoluer le système qualité sur les points suivants : la vision globale de toute activité, la réflexion préalable à chaque étape du processus, la nécessité d'appliquer les prescriptions du système qualité aux activités importantes pour la sûreté et l'implication de chaque partie prenante dans l'obtention de la qualité.

Moduler les prescriptions d'assurance de la qualité selon l'importance des activités

Chaque activité fait l'objet d'une analyse préalable. Cette analyse porte sur les difficultés inhérentes à l'activité et sur les conséquences induites par les défaillances possibles à chacune des étapes de sa réalisation.

Ainsi sont mises en évidence les caractéristiques de qualité essentielles à l'activité et notamment le niveau de qualité requis. Les dispositions d'assurance de la qualité adaptées en découlent. Par son attitude interrogative, ses analyses de risques et ses propositions d'amélioration, l'acteur responsable contribue à améliorer ces dispositions.

Organisation et moyens adaptés

Atteindre des objectifs de qualité requis nécessite que les activités soient clairement affectées et que les missions, responsabilités et coordinations entre acteurs soient définies à tous les niveaux de l'entreprise.

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.

L'exigence d'un niveau maximum de sous-traitance à trois niveaux incluant le titulaire du contrat doit structurer tout marché ou contrat, ceci conformément aux engagements pris par EDF pour les nouveaux appels d'offres et les contrats en cours.

Le cahier des charges social a été instruit dans le cadre du groupe de travail performance du comité stratégique de la filière nucléaire mis en place par les instances gouvernementales en janvier 2012. Le cahier des charges social regroupe des règles communes à l'ensemble des acteurs de la filière, qui tendent à garantir le savoir-faire, la compétence, la formation, la qualification, et la prise en compte, comme critères incontournables, de la sûreté nucléaire, de la radioprotection, de la prévention des risques professionnels et de la qualité de vie au travail.

Ce cahier des charges social et les propositions d'évolution réglementaire ont été adressés le 20 juillet 2012 au Premier ministre, au ministre du redressement productif et au ministre de l'écologie. Ils ont fait également l'objet d'une présentation en CoFSOH présidé par l'ASN le 9 novembre 2012.

Le Cahier des Charges Social (CCS) est maintenant systématiquement appliqué lors des renouvellements des marchés ou des nouveaux marchés.

Garantir la qualité par des contrôles adaptés

La qualité d'une activité repose d'abord sur les acteurs. Des processus de contrôle apportent la garantie de cette qualité.

Ces processus comprennent, autant que nécessaire :

- l'autocontrôle ;
- le contrôle par une autre personne qualifiée et capable d'apporter une vision critique ;
- les actions de vérification visant, avec recul et indépendance, à s'assurer de la bonne mise en œuvre des exigences qualité.

Cet ensemble participe à la défense en profondeur.

Attester la qualité par la traçabilité

L'obtention de la qualité est attestée par des documents établis et contrôlés à tous les stades de l'activité, de l'analyse préalable au compte-rendu. La conservation de ces documents assure une traçabilité des opérations, notamment dans le domaine de la sûreté.

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 en regard de la sécurité (qui comprend la sécurité nucléaire). Il définit l'organisation pour mener à bien cette politique par le biais de notes d'instruction générale (NIG), applicables à l'ensemble des entités du CEA. L'organisation opérationnelle et l'organisation de la sécurité font chacune l'objet d'une telle NIG.

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, pour les réacteurs de recherche, 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. Ce référentiel et ses évolutions, ainsi que sa mise en œuvre, sont contrôlés par la cellule de sûreté du centre et lors d'inspections de l'Autorité de sûreté.

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, dans le cadre d'une démarche d'amélioration continue de la qualité de ces activités, et de définir de nouveaux axes de progrès, le cas échéant ;
- 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 donnée 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 bien en exploitation et quel que soit le domaine, à vérifier que les principes de l'assurance de la qualité sont respectés. Peuvent 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 management intégré (SMI) mis en place par EDF répond globalement aux exigences de l'arrêté INB. Au travers de ses inspections, l'ASN note cependant que les organisations actrices des processus encadrés par le SMI peinent à s'approprier les exigences spécifiées dans ce système en raison de sa complexité et de ses adaptations fréquentes. 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 contribuent 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 maitrise 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.

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.

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 il est formalisé dans la « charte de progrès et de développement durable » signée entre EDF et ses principaux prestataires.

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, elle 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 règlementaires. Dans les faits, la surveillance exercée par EDF sur ses prestataires et l'évaluation qu'EDF réalise de sa politique industrielle en matière de maintenance et de recours aux entreprises prestataires apparaissent perfectibles et l'ASN veille à ce que cette dimension soit pleinement prise en compte dans les démarches mentionnées au § 11.2.

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

Les exigences relatives à la qualité précisées dans l'arrêté INB s'appliquent sans restriction aux réacteurs de recherche.

Dans ce contexte, 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.

Un point d'attention particulier pour l'ASN concerne le contrôle et l'encadrement, par l'exploitant du réacteur, des activités menées par les services techniques mutualisés sur un centre CEA afin que ce contrôle soit réalisé avec autant de rigueur que celui exercé sur des prestataires extérieurs. L'ASN constate qu'il fait l'objet d'une contractualisation interne formalisée entre les unités des centres, ce qui

contribue à améliorer la visibilité du partage des responsabilités et la clarification des tâches de chaque partie.

Les opérations de maintenance exceptionnelles ou de rénovation font l'objet d'une surveillance particulière de la part de l'ASN qui adapte son programme d'inspection pour s'assurer de la qualité de réalisation de ces opérations.

Par ailleurs, l'organisation mise en place au sein des centres du CEA évoquée au Chapitre 11 a contribué au renforcement de la qualité en exploitation dans les réacteurs de recherche. En effet, les centres se sont dotés de systèmes de management structurés et des efforts d'appropriation de la part des différents acteurs ont pu être constatés. Pour l'ASN, ces efforts doivent néanmoins 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 et réfléchie 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.

14. Article 14 : Evaluation 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 Evaluation 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 rapport préliminaire de sûreté (RPS), intégré dans le dossier de demande d'autorisation, 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 ou à la première mise en œuvre d'un faisceau de particules. 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 Évaluations complémentaires de sûreté

Les ECS (cf. § 14.1.4.2), engagées par les exploitants à la demande de l'ASN à la suite de l'accident survenu à la centrale de Fukushima Daiichi, ont été étendues aux installations en cours de construction (EPR et RJH).

Il y a quelques différences entre les stress tests européens et les ECS français. Ils ont justifié deux rapports différents dans la forme, même si le fond reste le même : Le périmètre des évaluations françaises est plus large. Elles couvrent non seulement les réacteurs, mais aussi les installations de recherche et les usines du cycle du combustible. Un chapitre dédié à la sous-traitance a été ajouté à la demande du Haut Comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire.

Concernant les tests de résistance et leur extension aux ECS, voir également le § 14.2.1.6.

ITER a également été inclus dans le périmètre des ECS selon un cahier des charges identique à celui des réacteurs en exploitation.

14.1.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

Concernant le réacteur EPR Flamanville 3, à la suite de l'obtention du décret d'autorisation de création, en date du 10 avril 2007, la prochaine étape réglementaire majeure dans le planning du projet est l'autorisation de mise en service, qui correspond à l'opération de premier chargement du combustible nucléaire dans le réacteur.

EDF a transmis sa demande d'autorisation de mise en service en mars 2015, accompagnée du dossier de 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.

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 et la démonstration de sûreté de l'entreposage et de la manutention du combustible. D'autres réunions du GPR sont prévues d'ici l'autorisation de mise en service, sur les études d'accidents, les systèmes et les agressions. L'ASN instruit par ailleurs les autres pièces réglementaires transmises par EDF avec la demande d'autorisation de mise en service.

14.1.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

Le RJH a fait l'objet d'une évaluation complémentaire de sûreté. Le réacteur est en cours de construction, et le résultat de cette évaluation n'a pas conduit à prévoir de modification du génie civil.

14.1.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN

14.1.4.1 Examen de la conception détaillée du réacteur EPR de Flamanville

Sans attendre la transmission du dossier complet de la demande d'autorisation de mise en service, l'ASN a procédé ses dernières années, avec l'IRSN, à un examen pour préparer l'instruction du dossier de demande d'autorisation de mise en service :

- 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 ECS, 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.

Au printemps 2015, l'ASN a reçu la demande d'autorisation de mise en service de Flamanville 3. Elle a procédé à un examen de la recevabilité des éléments transmis et a demandé des compléments à EDF. Dans l'attente de ces compléments, elle a engagé l'instruction technique d'une partie du dossier.

Le détail de cet examen ainsi que le contrôle de la construction du réacteur n°3 de Flamanville figurent au chapitre 18.

14.1.4.2 Les évaluations complémentaires de sûreté

Les réacteurs électronucléaires

Les avis et prescriptions de l'ASN issus des ECS pour les réacteurs électronucléaires sont présentés au § 6.3.1.3.

Les réacteurs de recherche

Les avis et prescriptions de l'ASN issus des ECS pour les réacteurs de recherche en construction sont présentés aux § 6.3.2.1 et 6.3.2.2.

14.2 Evaluation 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 management de la sûreté intégré (SMI) 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 SMI 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. Les examens périodiques et les recherches d'écarts réalisés en continu par l'exploitant jouent un rôle important pour le maintien d'un niveau acceptable de sûreté.

Des vérifications dites systématiques sont 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.

Des vérifications « au fil de l'eau » sont également 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 exige que les anomalies ayant un impact sur la sûreté soient corrigées dans des délais adaptés à leur degré de gravité. Ainsi, 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. annexe2, § 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.

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 et § 6.2). Ces événements font l'objet d'une analyse approfondie. Les enseignements qu'EDF tire de l'analyse des événements significatifs font l'objet d'une évaluation de l'ASN. Celle-ci s'intéresse notamment aux causes profondes des événements dont la plupart révèlent des dysfonctionnements des organisations d'EDF et des interfaces entre EDF 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.

14.2.1.3 Les réexamens périodiques

En plus 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). Ce dispositif répond notamment aux exigences de la directive européenne sur la sûreté nucléaire.

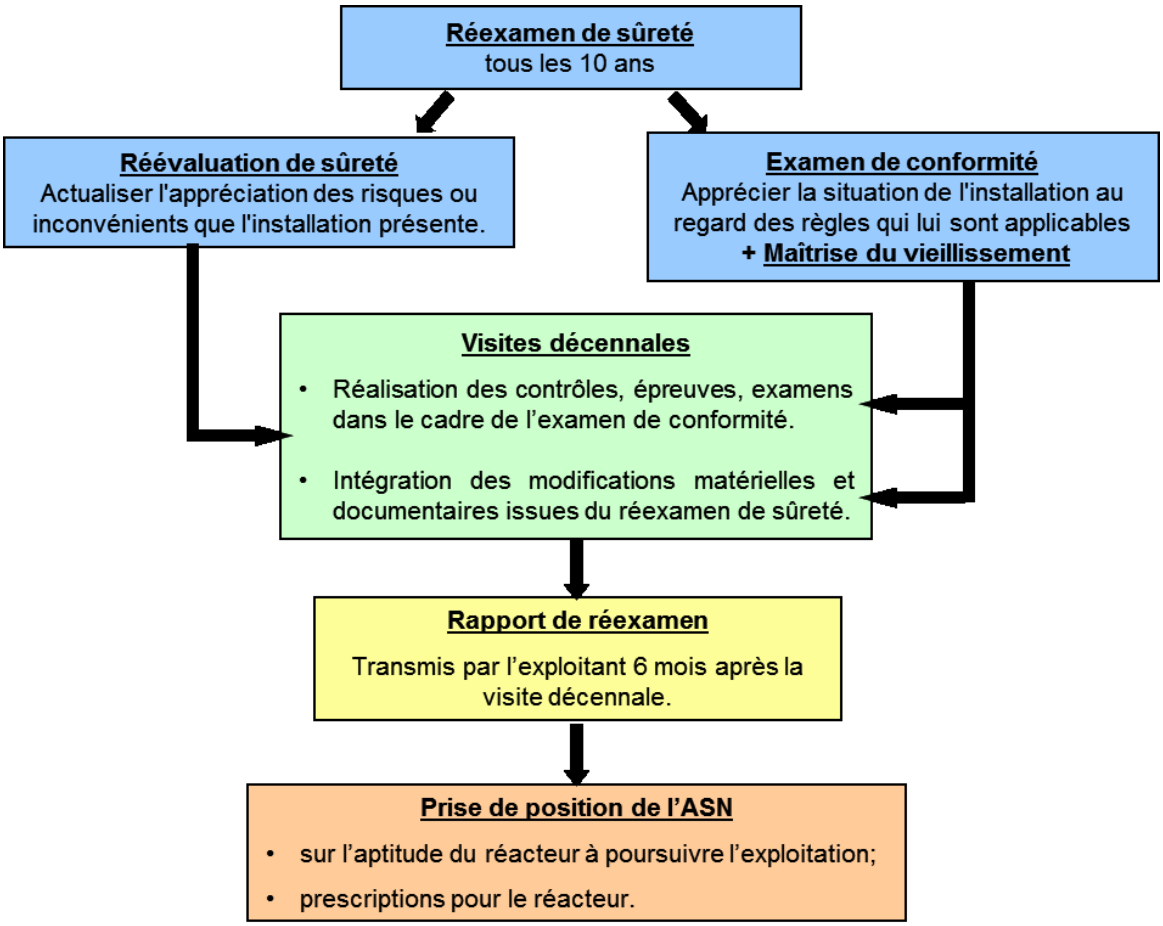


Figure 4 : Processus de réexamen périodique

Le réexamen périodique est l'occasion d'examiner en profondeur l'état des installations pour vérifier qu'elles sont conformes au référentiel de sûreté applicable. Il a en outre pour objectif d'améliorer leur niveau de sûreté. Dans ce but, les exigences applicables aux installations actuelles sont comparées à celles auxquelles doivent répondre les installations les plus récentes et les améliorations qui peuvent être raisonnablement mises en place sont proposées par l'exploitant. Les conclusions de ces réexamens sont soumises à l'ASN qui peut fixer de nouvelles prescriptions pour renforcer les exigences de sûreté.

L'ASN se prononce, après consultation éventuelle de l'IRSN et des groupes permanents d'experts (GPE), sur la liste des thèmes choisis pour faire l'objet d'études de réévaluation de sûreté, lors de la phase dite d'orientation du réexamen périodique. À l'issue de ces études, un lot de modifications permettant des améliorations de sûreté est défini. L'ASN se prononce alors sur la liste de ces modifications. Pour les

réacteurs, elles seront déployées pendant les visites décennales. Pour certaines d'entre elles, l'ASN précise par des décisions les échéances de déploiement.

Les conclusions issues des réexamens des réacteurs électronucléaires sont présentées au § 6.3.1.

En ce qui concerne les réacteurs de recherche, ces installations, de conception ancienne, voient leurs équipements vieillir. Elles ont par ailleurs subi des modifications au fil de leur exploitation, parfois sans réexamen d'ensemble du point de vue de la sûreté. Dès 2002, l'ASN avait fait savoir aux exploitants qu'elle considérait nécessaire d'examiner la sûreté des installations anciennes tous les 10 ans. Cette disposition est aujourd'hui inscrite dans le code de l'environnement.

Les réexamens de la sûreté des installations du CEA ont été programmés selon un échéancier qui a été approuvé par l'ASN. L'ensemble des installations devra faire l'objet d'un premier réexamen au plus tard en 2017.

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 et 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 non remplaçables, et l'obsolescence des équipements ou de leurs composants doivent être considérés.

EDF a mis en œuvre 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.

Pour les réacteurs de recherche, de nouvelles installations sont construites pour remplacer d'anciennes installations ne correspondant plus aux nouvelles exigences réglementaires. La construction du RJH doit pallier le vieillissement des réacteurs européens d'irradiation actuellement en service et leur mise à l'arrêt à court ou moyen terme. Il permettra par exemple de réaliser des activités similaires à celles du réacteur Osiris. De plus, hormis les structures, beaucoup d'équipements implantés sur les réacteurs de recherche peuvent être remplacées.

L'ASN relevait que le vieillissement constitue une cause importante de défaillance de matériels pour les événements significatifs déclarés en 2013. Comme les années précédentes, les mécanismes de vieillissement (corrosion, usure, fatigue...) à l'origine de ces événements sont de natures très diverses. Une meilleure prise en compte par les exploitants des mécanismes de vieillissement des équipements de leurs installations semble ainsi nécessaire. Le réexamen périodique est notamment l'occasion de réaliser un examen approfondi des effets du vieillissement sur les matériels.

La maîtrise de l'obsolescence d'équipements dont le contrôle commande et les automates constitue un enjeu important pour l'exploitation sûre des réacteurs de recherche, notamment du fait de leur singularité.

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 décret procédures INB 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 matérielles ont été précisées par la décision ASN n° 2014-DC-420 du 13/02/2014.

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 demandée 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 dans les meilleurs délais, 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 (ENSREG[6]) en avril 2012.

A 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 quatre réacteurs de recherche du CEA les plus

[6] 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.

prioritaires (Osiris, Phénix et Masurca, RJH). Ces mesures vont conduire 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. § 6.3.1.3) 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 d'une première revue par les pairs au niveau européen en avril 2013, puis ont été mis à jour en décembre 2014, pour être à nouveau examiné en avril 2015.

Concernant les installations de recherche et les autres installations contrôlées par l'ASN

Ces installations étant de natures très diverses, l'ASN a défini des priorités pour la remise des évaluations complémentaires de sûreté concernant les installations nucléaires autres que les réacteurs de puissance.

Les avis et prescriptions pris par l'ASN pour les réacteurs de recherche dans le cadre des ECS ont déjà été présentés au § 6.3.2.

14.2.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

Réexamen périodique

L'examen de la sûreté des réacteurs, pratiqué au travers des réexamens périodiques ou de l'examen de thématiques particulières, conduit dans un certain nombre de cas à des modifications des réacteurs nucléaires. 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 », jouant le rôle de prototype. 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.

Examen de conformité 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.

Au stade de la conception, le concepteur définit une installation de référence (un palier technique) répondant à ces exigences et en assure la construction selon des règles préétablies permettant de vérifier la conformité des installations jusqu'à leur mise en service industrielle.

En exploitation, l'exploitant veille au maintien de la conformité des installations aux exigences de sûreté selon des modalités de surveillance permanente ou périodique.

Dans le cadre du réexamen périodique, EDF identifie les points devant faire l'objet :

- de compléments d'analyse portant sur la démonstration de sûreté de l'installation de référence ;
- de contrôles spécifiques à appliquer sur les réacteurs réels, ceci venant en complément des dispositions de surveillance préexistantes.

Le programme d'examen de conformité des réacteurs (ECOT) est constitué d'un ensemble de contrôles spécifiques ou d'actions ciblées portant sur des thèmes relevant d'exigences et permettant d'établir dans

certains domaines un « point zéro » de l'état des installations. La mise en œuvre de ce programme permet d'identifier des constats dont le traitement répond à l'importance sur le plan de la sûreté, de se positionner sur la conformité des réacteurs, mais aussi de contribuer à l'émergence d'enseignements utiles au renforcement de la maîtrise de la conformité des installations, avec l'objectif d'en assurer la pérennité. Les éventuels écarts de conformité constatés lors de cet examen sont analysés et font l'objet d'un programme de résorption.

Les phénomènes de vieillissement

EDF a mis en œuvre une stratégie qui s'appuie sur trois lignes de défense : la prévention du vieillissement à la conception, la surveillance et l'anticipation des phénomènes de vieillissement ainsi que la réparation, la modification ou bien le remplacement des matériels dont le vieillissement ne serait pas maîtrisé.

Ces analyses sont conduites à partir des VD3.

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. Cette première phase de réexamen a débuté en 2002 et s'est achevée en 2010 avec les installations Eole et Minerve.

Les rapports relatifs aux ECS de 5 installations du CEA, dont les réacteurs Osiris, RJH, Masurca et Phénix ont été transmis par le CEA à l'ASN le 15 septembre 2011 ; ils ont été examinés lors d'une réunion conjointe des groupes permanents d'experts en novembre 2011.

Le CEA a effectué en 2012 une ECS pour neuf autres installations, dont les réacteurs Cabri et Orphée, ainsi que pour les moyens généraux des centres de Cadarache et de Marcoule.

Les rapports ont été transmis à l'ASN le 15 septembre 2012. À la suite de leur examen, l'ASN a édicté des prescriptions complémentaires par décisions prises en janvier 2015.

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

A 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 des travaux portant sur la tenue aux séismes des bâtiments, la détection incendie, la qualification au séisme de certains matériels.

En 2007, une réunion du GPE a permis de constater la bonne mise en œuvre des engagements pris. Le prochain réexamen périodique est ainsi programmé en 2017.

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.

Depuis 2012, l'ILL poursuit le renforcement de sa défense en profondeur avec la réalisation des travaux définis à la suite de l'ECS post-Fukushima et ainsi constituer un « noyau dur » d'équipements de sauvegarde (cf. § 6.3.2.2).

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

À la suite des ECS, l'ASN a notamment demandé à EDF d'intégrer, dans les prochains réexamens périodiques, l'évaluation de la robustesse des installations au-delà du dimensionnement vis-à-vis du risque sismique. Cette évaluation visera, 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 au repli du réacteur en état sûr, devant 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 avant leur déclinaison sur les installations.

14.2.4.1.2 Évaluation et vérification de la sûreté des réacteurs électronucléaires sur la période 2013-2015

Chaque année, l'ASN porte une appréciation générale sur les performances d'EDF dans son ensemble et de chaque centrale nucléaire en matière de sûreté, de radioprotection, de protection de l'environnement et d'inspection du travail.

Cette évaluation est elle-même construite sur les résultats des contrôles réalisés par l'ASN au cours de l'année, en particulier à travers les inspections, le suivi des arrêts de réacteur et l'analyse du traitement des événements significatifs par EDF, ainsi que sur la connaissance par les inspecteurs des sites qu'ils contrôlent.

L'ASN a considéré les années 2014 et 2015 comme assez satisfaisantes d'un point de vue de la sûreté nucléaire pour EDF.

L'appréciation générale de chaque site représente le point de vue de l'ASN sur les années 2013 à 2015. Ces éléments contribuent à orienter les actions de contrôle de l'ASN pour les années suivantes.

Belleville-sur-Loire

En 2013, 2014 et 2015, l'ASN a considéré que les performances du site de Belleville-sur-Loire rejoignaient globalement l'appréciation générale portée sur EDF en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection. La gestion et le traitement des écarts, la gestion de la documentation et la réalisation des essais périodiques des équipements sont des axes de progression pour le site.

En 2013, l'ASN a jugé que les performances en matière de protection de l'environnement étaient à nouveau en retrait. Le 17 décembre 2013, l'ASN a pris une décision dont les prescriptions encadrent les actions majeures du plan de rigueur environnement mis en place par le site. En 2015, les performances dans ce domaine ont été notées en progrès par rapport à 2014.

Blayais

L'ASN considère que les performances en matière de sûreté nucléaires rejoignaient globalement l'appréciation générale portée sur EDF entre 2013 et 2015.

L'ASN a relevé le bon déroulement général des opérations de maintenance conduites lors des arrêts de réacteur qui ont eu lieu au cours de cette période, qui ont été marqués notamment par le remplacement des générateurs de vapeur de 3 des 4 réacteurs du site, et qui comprenaient 3 visites décennales.

L'ASN note toutefois la persistance de difficultés dans le domaine de la préparation et des activités de maintenance.

Bugey

En matière de sûreté nucléaire, l'ASN note qu'après une année 2013 et un début d'année 2014 qui avaient été marquées par un recul de la rigueur d'exploitation, la centrale nucléaire du Bugey a confirmé en 2015 les progrès constatés fin 2014. L'ASN a d'ailleurs mené une inspection de revue au mois de septembre 2015 qui a permis de confirmer que l'action du site était plutôt bien orientée : l'exploitant a lancé plusieurs actions structurantes en matière de management de la sûreté pour progresser notamment dans les domaines de la bonne configuration des circuits et de la surveillance des activités de maintenance. L'organisation de la centrale nucléaire reste fragile dans la surveillance des activités en salle de commande.

La visite partielle du réacteur 5 débutée à l'été 2015 a confirmé qu'une dégradation affectait l'étanchéité de l'enceinte de confinement du bâtiment réacteur. Par décision n° 2015-DC-0533 du 1er décembre 2015, l'ASN a demandé à EDF de lui soumettre pour accord les procédés de réparation de la peau métallique d'étanchéité et de procéder aux réparations avant le redémarrage du réacteur.

L'ASN a considéré les 10 juillet 2012, 25 juillet 2013 et 23 décembre 2014 que respectivement les réacteurs n° 2, 4 et 5 de la centrale nucléaire du Bugey étaient aptes à fonctionner pour une durée de 10 années supplémentaires après leur troisième réexamen périodique. L'ASN a imposé par décision plusieurs prescriptions complémentaires à EDF pour renforcer la sûreté de ces réacteurs. L'ASN instruit actuellement la poursuite de fonctionnement du réacteur n° 3.

Cattenom

L'ASN considère que sur la période 2013-2015, les performances en matière de sûreté nucléaire du site de Cattenom rejoignent globalement l'appréciation générale portée sur les centrales nucléaires EDF et sont globalement satisfaisantes.

Si les performances en matière de radioprotection et de protection de l'environnement ont été constatées en retrait sur la période 2013-2014, l'ASN considère en 2015 que concernant la protection de l'environnement, notamment la gestion des déchets radioactifs, la situation est redevenue satisfaisante. En matière de radioprotection des travailleurs, l'ASN note la mobilisation de l'exploitant et des progrès sont constatés mais des améliorations sont attendues sur le comportement des agents lors des interventions sur les sujets de propreté radiologique et de confinement des matières radioactives.

Le 28 mai 2015, le blocage en position ouverte d'une vanne du circuit secondaire du réacteur 1 du fait d'un défaut matériel a conduit au déclenchement du plan d'urgence interne du site. Cet événement a été classé au niveau 1 de l'échelle INES. L'ASN considère que cet événement a été bien géré par l'exploitant.

Chinon

Entre 2013 et 2015, l'ASN a considéré que les performances du site de Chinon avaient progressivement rejoint l'appréciation générale des performances que l'ASN porte sur EDF dans les domaines de la sûreté et de la protection de l'environnement, après les mesures de surveillance renforcée, de la part de l'ASN,

qui avaient prévalu de 2010 à 2014. Les démarches déployées par le site pour ancrer les pratiques de fiabilisation dans les activités doivent être poursuivies.

Les performances du site dans le domaine de la radioprotection se distinguent positivement de l'appréciation générale portée sur EDF avec une dynamique constante entre 2013 et 2015.

Chooz

En 2013, 2014 et 2015, l'ASN a considéré que les performances du site en matière de sûreté nucléaire, de radioprotection et de maintenance rejoignaient globalement l'appréciation générale des performances que l'ASN porte sur EDF. L'ASN avait en revanche considéré en 2013 que le site se situait légèrement en retrait dans le domaine de la protection de l'environnement ; cette situation a été progressivement corrigée en 2014 et 2015 mais l'ASN estime que ces efforts restent à poursuivre.

En 2013 et 2014, des erreurs de lignages de circuits et des erreurs de consignation avaient conduit à une augmentation des événements significatifs. De même les progrès attendus en matière de radioprotection des travailleurs pour améliorer les performances du site en terme de propreté radiologique des chantiers de maintenance n'ont pas permis d'éviter le renouvellement d'écarts récurrents en 2015, tels que le non-respect de règles d'habillage et d'autocontrôle pour l'accès ou la sortie de zones réputées contaminées

Le suivi des équipements sous pression a été jugé positivement. Enfin, le renouvellement des compétences des personnels reste un domaine sensible du site.

L'AIEA a réalisé en juin 2013 et juin 2015 une mission d'évaluation de la sûreté en exploitation (mission OSART) de la centrale de Chooz qui a globalement confirmé le jugement que l'ASN porte sur ce site.

Civaux

En 2013, l'ASN a considéré que les performances du site étaient en retrait par rapport à l'appréciation générale des performances que l'ASN porte sur EDF. En 2014 et 2015, l'ASN a jugé que ces performances rejoignaient globalement l'appréciation portée sur EDF.

En 2013, l'ASN a relevé des défauts d'application des règles de conduite ainsi que plusieurs lacunes dans le traitement des dossiers de maintenance. La direction du site s'est engagée à remédier rapidement à ces manquements par la mise en œuvre d'un plan d'action dédié. En 2014 et 2015, l'ASN a constaté une amélioration de la rigueur d'exploitation. Les efforts doivent néanmoins être poursuivis dans ce domaine. La gestion des pièces de rechange doit également être améliorée.

Cruas-Meysse

Depuis 2014, la centrale nucléaire de Cruas-Meysse est entrée dans une période de 4 années au cours de laquelle EDF doit procéder aux VD3 des quatre réacteurs de l'établissement ainsi qu'à deux remplacements de générateurs de vapeur. Dans ce contexte de maintenance très chargée, la centrale nucléaire de Cruas présente des faiblesses dans la fiabilisation des activités de maintenance et ses performances en matière de sûreté nucléaire sont en retrait par rapport à l'appréciation générale des performances que l'ASN porte sur EDF.

L'ASN note en particulier un manque de rigueur d'exploitation marqué par une fragilité concernant le respect des spécifications techniques ainsi qu'un manque de maîtrise du risque d'introduction de corps étrangers dans les circuits et les piscines. Ce dernier point s'illustre notamment par la présence d'une pièce métallique de 300 g. pendant un cycle dans le faisceau tubulaire d'un générateur de vapeur du réacteur n° 3 qui a conduit à un endommagement significatif de 2 tubes.

En matière de protection de l'environnement, l'ASN considère que la centrale nucléaire de Cruas-Meysse reste en retrait par rapport à l'appréciation générale portée sur EDF. L'ASN relève que la centrale nucléaire de Cruas-Meysse a déployé des efforts importants en 2014 et 2015 et a amélioré sa rigueur dans la gestion des déchets. Toutefois, plusieurs événements déclarés au deuxième semestre de l'année 2015 soulèvent de nouvelles questions quant à la maîtrise par le site du confinement des liquides.

Dampierre-en-Burly

En 2013, 2014 et 2015, l'ASN a considéré que les performances du site rejoignaient globalement l'appréciation générale portée sur EDF dans les domaines de la sûreté et de la radioprotection. Les points de faiblesse, identifiés en 2013 dans l'application des procédures par le personnel d'exploitation ou en 2014 dans la préparation et la réalisation d'interventions de maintenance, ont été corrigés par le site. Des faiblesses ont toutefois été identifiées dans la gestion des vérifications périodiques des matériels en 2015.

Le site se distingue toujours de manière positive pour la maîtrise de l'impact des installations sur l'environnement, avec une bonne prise en compte des enjeux environnementaux dans les différents services.

Fessenheim

L'ASN considère que sur la période 2013-2015, les performances en matière de sûreté nucléaire, de radioprotection et de protection de l'environnement du site de Fessenheim rejoignent globalement l'appréciation générale portée sur les centrales nucléaires EDF et sont globalement satisfaisantes.

Peu de pratiques inadaptées ont été relevées au cours de cette période et l'ASN considère que l'exploitation est à un bon niveau. Toutefois, plusieurs écarts dans la configuration des installations par rapport au référentiel de sureté ont été notés et l'exploitant doit encore progresser dans la tenue de la documentation d'exploitation, où quelques écarts ont été constatés. La réalisation des travaux liés à la poursuite de fonctionnement des réacteurs, dans les délais imposés par l'ASN, a permis d'améliorer le niveau de sûreté des installations.

En matière de radioprotection, le plan de redressement mis en œuvre en 2012 a permis d'améliorer la situation et d'aboutir maintenant à une situation satisfaisante.

Le 9 avril 2014, une inondation interne dans la partie non nucléaire de l'installation a endommagé des systèmes électriques de sauvegarde et conduit à la mise à l'arrêt du réacteur n° 1 pour une durée de sept semaines. L'ASN considère que cet incident, classé au niveau 1 de l'échelle INES, a été bien géré par l'exploitant.

Flamanville

En 2013, 2014 et 2015, l'ASN a considéré que les performances en matière de sûreté nucléaire, de radioprotection et de protection de l'environnement du site de Flamanville rejoignaient globalement l'appréciation générale portée sur EDF. L'ASN a noté que le site poursuivait ses efforts pour résorber un retard ancien et important dans le traitement de nombreuses interventions de maintenance et que la situation du site à ce propos s'était améliorée en 2014.

En 2015, l'ASN a considéré que la survenue de plusieurs situations incidentelles appelait une attention particulière. L'ASN considère que la gestion des instructions de conduite doit être améliorée, notamment la rigueur avec laquelle ces documents sont complétés et contrôlés avant leur mise en application. L'ASN estime également qu'un effort doit être réalisé concernant l'analyse, la caractérisation et le traitement des écarts de conformité.

Golfech

Alors que l'ASN a jugé en 2013 que les performances du site se distinguaient positivement par rapport à l'appréciation générale des performances que porte l'ASN sur EDF, elle a estimé qu'elles étaient dans la moyenne en 2014 et 2015.

Au cours de l'année 2014, marquée par un programme de maintenance particulièrement chargé, l'ASN a constaté une détérioration de la qualité de la surveillance exercée par les équipes en salle de commande, ainsi que des défauts de qualité des opérations de maintenance. L'ASN considère que le site doit améliorer la préparation des interventions de maintenance, ainsi que la surveillance des prestataires qui les réalisent.

Gravelines

En 2013 et 2014, l'ASN a considéré que les performances du site de Gravelines rejoignaient globalement l'appréciation générale des performances que l'ASN portait sur EDF. Toutefois, en 2015, l'ASN a estimé que les performances en matière de sûreté nucléaire étaient en retrait par rapport aux autres sites. Le site doit engager des actions notamment en matière de fiabilisation des pratiques, de rigueur d'exploitation, de détection rapide des écarts et d'application des consignes.

En 2013 et 2014, EDF a poursuivi le programme des VD3 du site de Gravelines. L'ASN a examiné les résultats des contrôles effectués sur les réacteurs n° 2 et n° 4.

De 2013 à 2015, l'ASN a examiné les résultats des contrôles effectués sur le réacteur n° 1, qui présente des fissures sur une pénétration en fond de cuve du réacteur. Ces contrôles n'ont pas révélé d'évolution de ces défauts. Le dossier de réparation de la pénétration en fond de cuve du réacteur n° 1 est en cours d'instruction par l'ASN. La réparation définitive est programmée en 2016.

Le 20 août 2015, l'ASN a pris une décision imposant des prescriptions relatives à la maîtrise des risques liés au terminal méthanier de Dunkerque.

Nogent-sur-Seine

En 2013, 2014 et 2015, l'ASN a considéré que les performances du site en matière de sûreté nucléaire, de radioprotection et de protection de l'environnement rejoignaient globalement l'appréciation générale des performances que l'ASN porte sur EDF.

La surveillance des prestataires et la qualité des documents d'intervention restent un domaine sur lesquels des progrès sont attendus. De bonnes performances ont été enregistrées en 2013 et 2014 dans le domaine de la radioprotection, dans des contextes d'activités de maintenance limitées, mais la contamination ponctuelle d'un intervenant ayant entrainé une exposition de la peau supérieure au quart de la limite de dose individuelle annuelle réglementaire en 2015 montre la nécessité pour le site de renforcer sa culture de radioprotection.

Les faiblesses constatées en 2012 et 2013 sur le suivi des écarts ont conduit l'ASN à mettre l'exploitant en demeure en janvier 2014 de corriger cette situation. Un plan d'action correctif et un audit interne ont été mis en œuvre par l'exploitant.

Des progrès ont été enregistrés en 2014 sur le suivi des équipements sous pression et de la maintenance. De la même façon, une bonne maîtrise des arrêts pour rechargement de combustible et maintenance a été notée en 2015.

Paluel

En 2013, 2014 et 2015, l'ASN a considéré que les performances en matière de sûreté nucléaire, de radioprotection et de protection de l'environnement du site de Paluel rejoignaient globalement l'appréciation générale portée sur EDF. L'ASN a estimé que le site avait progressé dans les domaines de l'exploitation et de la conduite des réacteurs, dans l'application des règles générales d'exploitation et dans la maîtrise du risque d'incendie. L'ASN a observé une amélioration de la gestion des arrêts de réacteur sur le plan de la sûreté, même si la surveillance et le contrôle de la qualité des opérations de maintenance est demeuré un point de vigilance au regard du nombre élevé d'écarts observés consécutifs à des défauts dans la réalisation de telles opérations.

L'ASN considère que le site a confirmé en 2015 ses performances satisfaisantes en matière de conduite des réacteurs. L'ASN note toutefois que les pratiques de fiabilisation relatives à la préparation et au contrôle a posteriori des activités d'exploitation, de radioprotection et de maintenance sont insuffisamment mises en œuvre par les intervenants. L'ASN a noté une amélioration, qu'il convient d'inscrire dans la durée, concernant la prise en compte des analyses produites par le service de la centrale chargé d'un contrôle indépendant de la sûreté.

Penly

Entre 2013 et 2015, l'ASN a considéré dans l'ensemble que les performances en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection du site de Penly se sont distinguées de manière positive par rapport à l'appréciation générale portée sur EDF. Les performances du site en matière de protection de l'environnement rejoignent l'appréciation générale portée sur EDF.

L'ASN considère toutefois que le site doit maintenir ses efforts pour renforcer son organisation concernant la surveillance des prestataires lors des arrêts de réacteur, et accroître notablement les ressources allouées sur le terrain dans ce domaine.

L'ASN estime qu'une attention particulière doit être portée à la préparation des activités de conduite afin de renforcer la mise en œuvre des pratiques de fiabilisation lors des interventions sur les matériels.

Saint-Alban/Saint-Maurice

L'ASN avait considéré qu'entre 2009 et 2011 les performances globales de la centrale nucléaire de Saint-Alban/Saint-Maurice étaient en retrait par rapport à l'appréciation générale assez satisfaisante des performances portée sur EDF. Depuis 2012, l'ASN considère que les performances en matière de sûreté nucléaire de la centrale nucléaire de Saint-Alban Saint-Maurice rejoignent globalement l'appréciation générale des performances que l'ASN porte sur EDF. Les indicateurs quantitatifs de l'année 2015 sont plutôt bien orientés et confirment la démarche de fond engagée depuis 2011 pour redresser les performances du site dans la durée.

En matière de maintenance, les derniers arrêts pour maintenance et rechargement en combustible ont globalement été réussis par EDF. L'ASN a cependant relevé des points de fragilité en matière d'application de la planification des programmes de maintenance.

L'ASN considère que la centrale nucléaire doit conforter ces résultats dans la perspective des visites décennales des deux réacteurs de l'établissement qui auront lieu en 2017 et 2018.

Saint-Laurent-des-Eaux

En 2013 et 2015, l'ASN a considéré que les performances du site rejoignaient globalement l'appréciation générale portée sur EDF dans le domaine de la sûreté et de la radioprotection. En 2014, année moins

chargée en termes de programme d'arrêt pour maintenance et rechargement en combustible, les performances du site se sont distinguées de manière positive par rapport à l'appréciation générale portée sur EDF, y compris en radioprotection malgré les conditions défavorables créées par un défaut de gainage lié à la présence de corps migrants dans le circuit primaire principal.

Les performances en matière d'environnement sont jugées supérieures à la moyenne du parc des centrales d'EDF avec notamment une bonne gestion des rejets liquides et gazeux. Le site a mis en place une filière indépendante compétente en matière d'environnement, sur le modèle de la filière existante dans le domaine de la sûreté.

Tricastin

L'ASN considère que les performances en matière de sûreté nucléaire du site du Tricastin rejoignent globalement l'appréciation générale des performances que l'ASN porte sur EDF et s'inscrivent dans la continuité des performances obtenues par la centrale nucléaire du Tricastin depuis 2012. Si EDF a progressé dans le domaine des essais périodiques, l'ASN constate une dégradation des résultats en matière de mise en configuration des circuits (lignages et consignations) qui résulte de faiblesses dans les facteurs organisationnels et humains.

Sur le plan de la maintenance, l'ASN constate que la centrale nucléaire du Tricastin reste globalement performante dans sa gestion des arrêts de réacteur, même si des aléas techniques liés à des non-qualités de réalisation se sont parfois révélés lors des phases de redémarrage.

L'ASN a considéré les 27 mai 2011, 27 janvier 2015 et 2 juin 2015 que respectivement les réacteurs n°1, 2 et 3 de la centrale nucléaire du Tricastin étaient aptes à fonctionner pour une durée de 10 années supplémentaires après leur troisième réexamen périodique. L'ASN a imposé par décision plusieurs prescriptions complémentaires à EDF pour renforcer la sûreté de ces réacteurs.

14.2.4.2 Les réacteurs de recherche

14.2.4.2.1 Les réexamens périodiques des réacteurs de recherche

La problématique principale identifiée est liée au fait que 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 en matière de sûreté. En ce sens, 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 et notamment l'analyse de sûreté par « conditions de fonctionnement » (événements initiateurs postulés) et du classement de sûreté des matériels associés. Ceci a conduit à des progrès importants en matière de sûreté. Cette approche est à présent utilisée dans le cadre des réexamens périodiques des installations existantes, ainsi que pour la conception de nouveaux réacteurs.

14.2.4.2.2 Les ECS

Pour les installations jugées prioritaires, les rapports sur les ECS ont été remis le 15 septembre 2011 par le CEA et l'ILL. À la demande de l'ASN, ces rapports ont fait l'objet d'une analyse par l'IRSN et ont été présentés aux groupes permanents d'experts en novembre 2011. À l'issue de cette analyse, l'ASN a complété par décision les prescriptions applicables au fonctionnement des installations.

14.3 Application des méthodes probabilistes d'évaluation des risques

La démonstration de sûreté de ces installations repose en premier lieu sur une approche déterministe, par laquelle l'exploitant dimensionne l'installation en prenant en compte des accidents de référence. Cette

approche est complétée par une évaluation probabiliste, effectuée à l'aide des EPS (cf. § 3.1 point 4) basées sur une investigation systématique des scénarios accidentels permettant d'évaluer notamment le niveau de sûreté d'une installation en termes de fréquences d'événements redoutés et de leurs conséquences.

14.3.1 Les demandes de l'ASN

14.3.1.1 Les réacteurs électronucléaires

Les EPS aident à estimer le caractère satisfaisant des dispositions retenues par l'exploitant en intégrant dans leurs scénarios aussi bien la fiabilité des équipements que le comportement des opérateurs. Les EPS sont utilisées pour :

- mettre en évidence d'éventuels points faibles de l'installation, pour lesquels des évolutions tant de la conception que de l'exploitation peuvent être jugées nécessaires ;
- déterminer les systèmes qui jouent un rôle important vis-à-vis de la sûreté, à travers l'identification des principales contributions à la fréquence recherchée.

Deux types d'EPS sont élaborés pour les réacteurs électronucléaires :

- les EPS de niveau 1 (EPS 1), qui permettent d'identifier les séquences menant à la fusion du cœur et de déterminer leurs fréquences ;
- les EPS de niveau 2 (EPS 2), qui permettent d'évaluer la nature, l'importance et les fréquences des rejets hors de l'enceinte de confinement.

En particulier, les EPS 1 sont développées en conformité avec la règle fondamentale de sûreté (RFS) n° 2002-01 relative à l'utilisation des EPS. La règle traite les aspects suivants :

- la doctrine française en matière d'EPS ;
- le domaine de couverture des EPS ;
- les méthodes acceptables pour la réalisation des EPS de niveau 1 – événements internes ;
- Les applications des EPS.

Les EPS sont développées tant à la conception, dans le cadre d'un projet de nouvelles installations, qu'en exploitation, à l'occasion des réexamens périodiques des réacteurs en fonctionnement.

Dans le cas du projet de nouvelles installations, les EPS sont développées de façon à mettre en évidence des situations pour lesquelles des dispositions devront être prises pour réduire la fréquence d'un accident grave ou en limiter les conséquences. Dans le cadre des réexamens périodiques, les EPS sont développées pour apprécier l'évolution du niveau de sûreté par rapport à l'évaluation faite à l'issue de l'examen précédent pour prendre en compte le retour d'expérience d'exploitation (par exemple, les modifications des caractéristiques des systèmes), les dispositions retenues sur les réacteurs les plus récents et l'évolution des connaissances. Dans ce cadre, l'objectif probabiliste global de la fréquence de fusion du cœur est cohérent avec les recommandations de l'INSAG-12.

Dans le cadre de nouvelles installations, par exemple l'EPR de Flamanville 3, l'EPS 2 est utilisée pour vérifier l'atteinte des objectifs de sûreté, notamment la réduction significative des rejets radioactifs pouvant résulter de toutes les situations d'accident concevables, y compris les accidents avec fusion du cœur.

Pour chaque type d'accident, les directives techniques fixent les objectifs suivants :

- pour les situations d'accidents sans fusion du cœur, il ne doit pas y avoir de nécessité d'actions de protection des populations vivant dans le voisinage de la centrale endommagée (pas d'évacuation, pas de mise à l'abri) ;
- les accidents avec fusion du cœur à basse pression doivent être traités de telle sorte que les rejets maximaux concevables associés ne nécessitent que des mesures de protection des populations limitées en termes d'étendue et de durée ;
- les accidents avec fusion du cœur qui conduiraient à des rejets précoces importants doivent être pratiquement éliminés.

14.3.1.2 Les réacteurs de recherche

En vertu de l'article 3. 3 du Titre Ier de l'arrêté INB, selon lequel *« la démonstration de sûreté nucléaire comporte en outre, sauf si l'exploitant démontre que ce n'est pas pertinent, des analyses probabilistes des accidents et de leurs conséquences »,* l'ASN demandera des analyses probabilistes de sûreté aussi aux exploitants des réacteurs de recherche.

14.3.2 Les typologies d'EPS développées pour les réacteurs électronucléaires

Le tableau suivant montre les EPS développées pour chaque série de réacteurs semblables (palier).

Tableau 6 : EPS actuellement disponibles et les principales catégories d'événements initiateurs retenus par palier des réacteurs français

Palier	Événements pris en compte pour les EPS de niveau 1 et 2
Réacteurs de 900 MWe	EPS 1 et 2 pour les défaillances (ou événements) internes au réacteur ; EPS 1 pour l'incendie. Pour le réexamen associé à la 4ème visite décennale (VD4), seront également prises en compte : • les EPS 1 pour les événements qui affectent la piscine BK ; • les EPS 1 pour l'inondation interne et le séisme ; • une évaluation probabiliste sur la fréquence de formation d'une atmosphère explosive.
Réacteurs de 1300 MWe	• EPS 1 et 2 pour les défaillances (ou événements) internes au réacteur Pour le réexamen associé à la VD3, seront également prises en compte : • l'EPS 1 relatives aux événements affectant la piscine BK ; • l'EPS 1 pour l'incendie et l'inondation internes ; • l'EPS sur le séisme pour le site de Saint-Alban.
Réacteurs de 1450 MWe	EPS 1 pour les défaillances (ou événements) internes au réacteur. Pour le réexamen associé à la 2ème visite décennale (VD2), seront également prises en compte : • l'EPS de niveau 1 pour l'inondation interne ; • l'EPS de niveau 1 pour les événements affectant la piscine BK ; • les EPS de niveaux 1 et 2 pour l'incendie ; • l'EPS de niveau 2 pour les événements internes.

Réacteur de 1650 MWe (EPR) en construction	Dans le cadre de la demande d'autorisation de mise en service, les EPS prennent en compte : • les événements internes au réacteur (EPS 1 et 2) ; • les événements affectant la piscine BK (EPS 1) ; • le séisme (EPS 1 simplifiée) ; • l'incendie et l'inondation interne (EPS 1 réacteur et piscine BK) ; • l'explosion interne (évaluation fréquence ATEX) ; • Des analyses probabilistes spécifiques concernant la chute d'avion ou les risques industriels externes sont également disponibles.

Éclairage des EPS vis-à-vis des spécifications techniques d'exploitation

Les EPS permettent d'apporter un éclairage quant à la meilleure conduite à tenir en cas d'indisponibilité d'un matériel requis dans les spécifications techniques d'exploitation et de hiérarchiser les prescriptions compte tenu de l'importance pour la sûreté des indisponibilités postulées.

Elles permettent d'évaluer l'augmentation de la fréquence de fusion du cœur pour tous les états du réacteur, compte tenu de la (ou des) indisponibilité(s) considérée(s), ainsi que durant les transitoires de passage d'un état à un autre.

Elles peuvent ainsi être utilisées en appui à l'exploitant lorsqu'il demande l'autorisation de réaliser une intervention particulière et/ou de fonctionner dans un état du réacteur non conforme aux spécifications techniques d'exploitation, pour justifier que l'augmentation de la fréquence de fusion du cœur induite est limitée, en tenant compte des éventuelles mesures palliatives qu'il compte mettre en œuvre.

Elles permettent, enfin, d'analyser les modes de défaillance possible de certains systèmes et d'améliorer les spécifications techniques d'exploitation, les essais périodiques et les programmes de maintenance des matériels.

Par ailleurs, les résultats des études de fiabilité de matériels avec analyse de leurs modes de défaillance (AMDEC) peuvent influer l'élaboration des programmes d'essais périodiques et de maintenance des matériels.

14.3.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

14.3.3.1 Les réacteurs du CEA

La réglementation[7] demande depuis juillet 2013 que la démonstration de sûreté nucléaire comporte, sauf si l'exploitant démontre que ce n'est pas pertinent, des analyses probabilistes des accidents et de leurs conséquences. Ces analyses intègrent les dimensions techniques, organisationnelles et humaines.

Pour ce qui concerne les réacteurs de recherche, la réalisation d'études probabilistes de sûreté (EPS)[8] n'est pas requise par la réglementation[9]. Par ailleurs, la spécificité de chacune de ces installations rend la réalisation de telles études plus difficile qui, de ce fait, ne sont pour l'instant pas réalisées.

[7] Article 3.3 de l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base.

[8] Conformément à la règle fondamentale de sûreté (RFS) n° 2002-01, relative à l'utilisation des études probabilistes pour la sûreté des installations nucléaires de base.

[9] Article 8.1.2 de l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base.

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

En vue du prochain réexamen périodique programmé en 2017 et plus particulièrement dans le cadre de la révision de son rapport de sûreté, l'ILL a proposé une méthodologie pour mener les études de sûreté, basées sur une approche déterministe, mais aussi probabiliste. Après avis de l'ASN, la méthodologie et l'analyse correspondante sont en cours d'ajustement.

14.3.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN

Pour le 3e réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe, l'exploitant a réalisé une EPS de niveau 1 sur les événements internes, des EPS sur les agressions (incendie, inondation interne et séisme) et une EPS relative à la piscine BK.

L'ASN porte une appréciation globalement positive sur les évolutions apportées par EDF aux EPS de niveau 1 réalisées dans le cadre du réexamen des réacteurs de 1300 MWe, en soulignant notamment l'intérêt des EPS relatives aux agressions, plus particulièrement à celles qui concernent l'incendie et l'inondation interne.

Elles ont notamment mis en évidence le besoin d'apporter des modifications de conception ou d'exploitation aux installations pour réduire les risques associés à la fusion du cœur et à la fusion du combustible.

L'ASN estime que les méthodes et hypothèses retenues pour l'EPS « événements internes » respectent globalement les préconisations de la RFS n° 2002-01. Toutefois, l'ASN a constaté que les données de fiabilité de certains matériels ont été élaborées à partir d'un retour d'expérience ancien, alors que les EPS doivent tenir compte des modifications des caractéristiques de ces matériels. L'ASN considère donc que les EPS doivent utiliser des données de fiabilité représentatives du retour d'expérience le plus récent et que ces données doivent être analysées régulièrement et actualisées au besoin.

L'EPS « piscine BK » ne traite pas à ce jour l'ensemble des scénarios susceptibles de conduire à une perte de refroidissement ou à une vidange rapide. L'ASN a demandé à l'exploitant de compléter son étude afin de permettre de statuer définitivement sur les modifications qui seront réalisées dans le cadre du réexamen VD3 1300 MWe.

L'ASN considère que l'EPS « incendie » constitue un apport significatif à l'appréciation des risques. Elle estime que la démarche retenue par EDF est appropriée mais que certaines hypothèses et données doivent encore être améliorées afin de pouvoir statuer sur les modifications à retenir. L'ASN considère que l'EPS « inondation interne » est conforme à l'état de l'art et constitue un progrès notable dans la démarche d'utilisation des EPS. L'ASN constate notamment que cette étude a mis en évidence la prépondérance des scénarios pouvant conduire à la fusion du cœur à partir de la rupture d'un circuit d'extinction d'incendie dans le bâtiment électrique.

L'exercice EPS « séisme » réalisé pour la centrale de Saint-Alban comporte bien les étapes essentielles à son élaboration. Toutefois, des analyses complémentaires sont nécessaires notamment pour l'aléa sismique et la définition des différents modes de défaillance des équipements et structures ainsi que des courbes de fragilité tenant compte de ces différents modes. L'étude relative à la faisabilité et à l'intérêt de réaliser des EPS pour les conditions climatiques extrêmes et l'inondation externe a mis en évidence les difficultés à estimer la probabilité des aléas liés aux phénomènes naturels. Toutefois, l'ASN estime que des EPS complètes, des évaluations probabilistes complémentaires ou des études de marges doivent être menées pour ces agressions en vue des prochains réexamens périodiques.

Pour ce qui concerne les EPS de niveau 2, les premières études de ce type ont été réalisées sur les réacteurs de 1300 MWe en considérant l'état antérieur à la VD3 et l'état intégrant les modifications demandées pour la

VD3. La comparaison des résultats de ces deux études a montré une réduction significative de la fréquence des rejets importants, notamment en cas de perte totale des alimentations électriques. L'ASN a demandé, néanmoins, des modifications de ces EPS pour refléter de manière réaliste l'état des installations, leur conduite et les risques de rejets en cas d'accident.

Dans le cadre du réexamen des réacteurs de 900 MWe, l'ASN a demandé d'étendre le domaine de couverture des EPS de niveau 2 aux accidents sans fusion du combustible et de mener une évaluation statistique de leurs conséquences radiologiques en fonction des conditions météorologiques locales pour chaque site.

L'EPS de niveau 1 de l'EPR de Flamanville 3

Le développement des EPS de niveau 1 dès le début de la conception du réacteur EPR FA3 a apporté un éclairage important en complément des études déterministes, qui a notamment conduit à définir plusieurs améliorations importantes de la conception de ce réacteur. L'ASN estime que la réalisation des EPS a permis de mener une analyse structurée de la conception du réacteur EPR et d'identifier des sujets techniques à approfondir. Un de ces sujets concerne le concept de « conception équilibrée de la sûreté » et, à ce propos, à l'échéance de transmission du dossier de fin de démarrage, l'ASN a demandé de réévaluer la fréquence de fusion du cœur en tenant compte des résultats des instructions en cours et de la conception finalisée.

Nouveauté de l'EPS de niveau 2 de l'EPR de Flamanville-3

L'EPS 2 du réacteur n° 3 de Flamanville présente une évolution importante par rapport à celle des autres réacteurs nucléaires français. Elle s'appuie essentiellement sur les directives techniques qui fixent comme objectif principal la réduction significative des rejets radioactifs pouvant résulter de toutes les situations d'accident concevables, y compris les accidents avec fusion du cœur. (cf. § 14.3.1.1ci-dessus).

Le groupe permanent d'experts pour les réacteurs considère que l'EPS 2 de l'EPR de Flamanville 3 apporte des éclairages appréciables sur le niveau de sûreté ainsi que sur la robustesse de la conception de l'installation. L'ASN souligne, cependant, le poids important, dans l'appréciation probabiliste de l' « élimination pratique » des situations de fusion du cœur en pression, de la probabilité de rupture en branche chaude du circuit primaire.

Réacteurs de recherche

A l'heure actuelle, il n'est pas mis en œuvre d'EPS sur les réacteurs de recherche.

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 engagé 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 nouvelle directive Euratom 2013/59, publiée le 5 décembre 2013, devra être transposée en droit français avant février 2018. Les travaux de transpositions sont en cours et la modification législative des codes de la santé publique, du travail et de l'environnement ont fait l'objet d'une ordonnance publiée le 11 février 2016 (Ordonnance n° 2016-128 du 10 février 2016 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. Il inclut également les « interventions » destinées à prévenir ou à réduire un risque radiologique consécutif à un accident dû à une contamination de l'environnement.

Le code de la santé publique définit dans son article L. 1333-1 les principes généraux de radioprotection (justification, optimisation, limitation), établis au niveau international par la Commission internationale de protection radiologique et repris dans la directive Euratom 96/29. 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 ou une intervention ne peut être entreprise ou exercée que si elle est justifiée par les avantages qu'elle procure, 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

« L'exposition des personnes aux rayonnements ionisants résultant d'une activité nucléaire ou d'une intervention doit être maintenue au niveau le plus faible qu'il est raisonnablement possible d'atteindre, compte tenu de l'état des techniques, des facteurs économiques et sociaux 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 1er 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 à un réseau national de mesure (RNM).

15.1.2.2.2 Le réseau national de mesure de la radioactivité de l'environnement (RNM)

Institué par le code de la santé publique, le RNM a pour ambition de mettre à la disposition du public les résultats de surveillance de la radioactivité de l'environnement et des informations relatives à l'impact sanitaire du nucléaire sur l'ensemble du territoire français.

La décision du 29 avril 2008 de l'ASN, modifiée par décision de l'ASN du 26 février 2015, décrit les modalités de fonctionnement du RMN et fixe les modalités d'agrément des laboratoires. L'ASN fixe ainsi les orientations du RNM et délivre des agréments aux laboratoires qui réalisent des mesures. À ce titre, elle préside le comité de pilotage du RNM et la commission d'agrément des laboratoires de mesures. La gestion de ce réseau est confiée à l'IRSN.

Les mesures non réglementaires réalisées par des laboratoires agréés peuvent également être mises à disposition du public. En moyenne près de 20 000 mesures sont transmises chaque mois. La base de données contient actuellement plus de 1,7 million de mesures, qui représentent plus de 1,1 million de prélèvements.

15.1.2.2.3 Les missions de l'ASN relative 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.

15.1.2.2.4 Les autres acteurs de la surveillance

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) qui définissent les mesures à réaliser et leur périodicité, indépendamment des dispositions complémentaires que peuvent prendre les exploitants pour leur propre suivi.

Le contenu minimal de cette surveillance est défini dans l'arrêté du 7 février 2012 qui fixe les règles générales relatives aux installations nucléaires de base, et dans la décision N° 2013-DC-0360 de

l'Autorité de sûreté nucléaire relative à la maitrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement des installations nucléaires de base françaises.

IRSN

La surveillance opérationnelle du niveau de radioactivité du territoire est assurée par différents acteurs : les exploitants (EDF, CEA, AREVA, ANDRA, Marine Nationale…) pour une mesure à proximité des installations, l'IRSN pour une mesure en tout point du territoire, ainsi que par d'autres acteurs appartenant à des organisations non gouvernementales (ACRO, CLI, ALQA, universités…).

Les résultats des mesures transmises au RNM 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 (https://sws.irsn.fr/ et 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).

Pour ce faire, deux approches sont utilisées :

- 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[10] 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.

15.1.2.2.5 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 déchets de chaque site, des plans de zonage en s'appuyant sur les rapports annuels portant sur la gestion des déchets. Par ailleurs, depuis le 1er juillet 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, et 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.

[10] http://www.irsn.fr/FR/Larecherche/outils-scientifiques/installations-moyens-experimentaux/Opera/Pages/reseau-Opera-Air.aspx

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

Les rejets des INB

Le code de l'environnement donne compétence à l'ASN pour définir les prescriptions relatives aux prélèvements d'eau et aux rejets d'effluents des installations nucléaires de base.

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 doit inciter les exploitants à maintenir leurs efforts d'optimisation et de maitrise des rejets.

Dans ses décisions, l'ASN définit les prescriptions relatives aux modalités de prélèvement et de rejets issus 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).

Depuis le 1er 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 désormais l'objet d'une mise à disposition du public.

15.1.2.3 La protection des personnes en situation d'urgence radiologique

Les mesures mises en œuvre pour la protection des personnes en situation accidentelle ou en situation d'urgence radiologique sont détaillées dans le chapitre 16.

15.1.2.4 Niveaux de référence et d'intervention

Les niveaux d'intervention ont été mis à jour en 2009 par la décision de l'ASN[11]. Cette décision améliore la protection des populations les plus sensibles (fœtus et jeunes de moins de 18 ans). Désormais, les actions de protection à mettre en place en situation d'urgence et les niveaux d'intervention associés sont :

- la mise à l'abri si la dose efficace prévisionnelle dépasse 10 mSv ;
- l'évacuation si la dose efficace prévisionnelle dépasse 50 mSv ;
- l'administration d'iode stable si la dose prévisionnelle à la thyroïde risque de dépasser 50 mSv.

Les niveaux de référence d'exposition pour les personnes intervenant en situation d'urgence radiologique sont également définis ; deux groupes d'intervenants sont ainsi définis :

- le premier groupe est composé des personnels formant les équipes spéciales d'intervention technique ou médicale préalablement constituées pour faire face à une situation d'urgence radiologique ;
- le second groupe est constitué des personnels n'appartenant pas à des équipes spéciales, mais intervenant au titre des missions relevant de leur compétence.

[11] Décision ASN du 18 août 2009

15.1.2.5 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 nouveau 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.

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 des 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. Les limites de dose des travailleurs ont été réduites à 20 mSv sur 12 mois consécutifs, sauf dans le cas de dérogations accordées pour tenir compte d'expositions exceptionnelles ou professionnelles d'urgence. Cette limite de dose dite « dose efficace » est complétée par des limites spécifiques à un organe ou tissu, dites « doses équivalentes » qui sont fixées à :

- 500 mSv pour les mains, avant-bras, pieds, chevilles et la peau pour laquelle cette limite s'applique à la dose moyenne sur toute surface de 1 cm^2, quelle que soit la surface exposée ;
- 150 mSv pour le cristallin.

Une évolution notable est à prévoir lors de la transposition en droit français des Normes de bases (BSS) de la directive Euratom 2013/59 qui demande aux états membres de l'UE, en son article 9 alinéa 3 a) une modification des limites d'exposition du cristallin des travailleurs exposés : « *3 … les limites de dose équivalente suivantes s'appliquent: a) la limite de dose équivalente pour le cristallin est fixée à 20 mSv*

par an ou à 100 mSv sur une période de cinq années consécutives, pour autant que la dose reçue au cours d'une année ne dépasse pas 50 mSv, comme prévu dans la législation nationale. »

Il existe également une limite de dose pour l'enfant à naître (1 mSv pendant la période allant de la déclaration de grossesse jusqu'à la naissance).

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 le débit de dose horaire est susceptible d'être supérieur 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.

EDF applique également ces exigences aux salariés sous contrat à durée de chantier, dès lors que leur ancienneté dans l'entreprise est inférieure à six mois.

15.1.3.2 Le zonage

La réglementation[12] fixe des prescriptions relatives à la délimitation des zones surveillées, contrôlées et spécialement réglementées (zones contrôlées particulières) 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 du niveau d'exposition externe (doses efficaces ou équivalentes), le cas échéant interne. La réglementation fixe des valeurs de référence.

15.1.3.3 La personne compétente en radioprotection (PCR)

Les missions de la personne compétente en radioprotection (PCR) sont mises en œuvre sous la responsabilité de l'employeur. Elle est notamment consultée pour la délimitation des zones, pour la réalisation de l'évaluation préalable des risques aux postes de travail et pour la définition des mesures de protection destinées à réduire les expositions aussi bas qu'il est raisonnablement possible (optimisation).

La réglementation[13] prévoit 3 niveaux de formation et 5 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).

---

[12] 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.

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

15.1.3.4 Le suivi dosimétrique des travailleurs[14]

Les modalités d'agrément des organismes chargés de la dosimétrie des travailleurs ainsi que celles relatives au suivi médical des travailleurs et à la transmission des informations sur la dosimétrie individuelle sont définies par la réglementation[15]. L'ASN instruit les demandes d'agrément relatif aux conditions de délivrance du certificat et de l'agrément pour les organismes en charge de la surveillance individuelle de l'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisants.

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 règlementaires applicables aux travailleurs.

Les données enregistrées permettent de connaître la dose d'exposition cumulée sur une période déterminée. Elles sont rassemblées dans le système SISERI géré par l'IRSN et font l'objet d'une publication annuelle.

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

- la dosimétrie externe passive, dont les résultats sont fournis par les organismes de dosimétrie ;
- la dosimétrie externe opérationnelle, dont les résultats sont envoyés par les PCR ;
- 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.

[14] Informations issues du bilan 2014 « Exposition professionnelle aux rayonnements ionisants en France »

Date de publication : 17/07/2015, publié par l'IRSN. Référence PRP-HOM/2015-0004.

[15] Arrêté du 21 juin 2013 relatif aux conditions de délivrance du certificat et de l'agrément pour les organismes en charge de la surveillance individuelle de l'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisants.

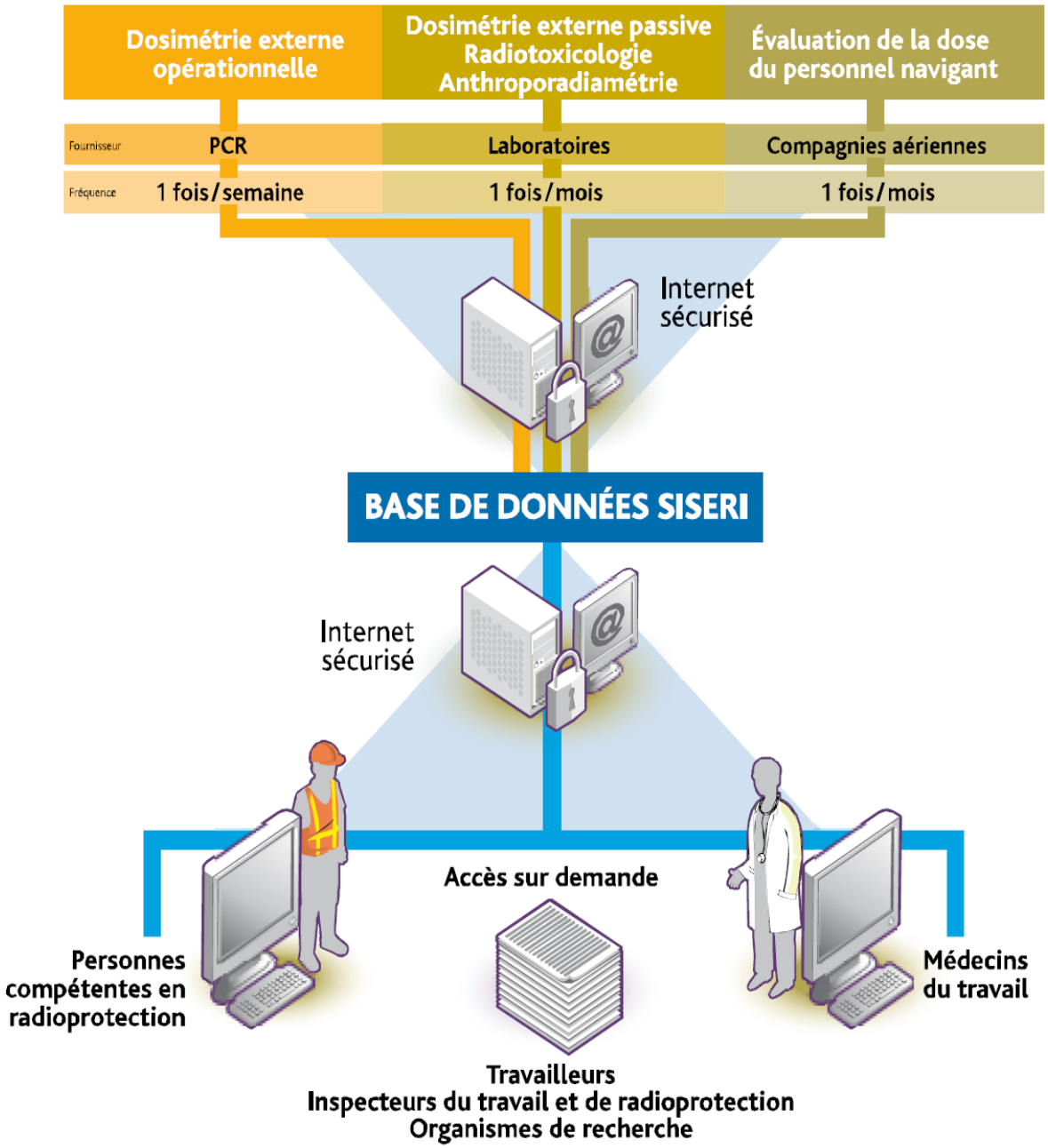


Figure 5 : Fonctionnement du système SISERI (source IRSN)

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 contrôles techniques de radioprotection

Les contrôles techniques externes de radioprotection sont effectués par l'IRSN, ou par des organismes agréés[16] . Les contrôles techniques internes peuvent être effectué par la PCR ou confiés à l'IRSN, ou à des organismes agréés. La nature et la fréquence des contrôles techniques de radioprotection sont définies par la réglementation[17].

---

[16] La liste des organismes agréés est disponible sur le site www.asn.fr.

[17] Arrêté du 26 octobre 2005 modifié par l'arrêté portant homologation de la décision de l'ASN du 4 février 2010.

Les contrôles techniques portent sur les sources et les appareils émetteurs de rayonnements ionisants, l'ambiance, les instruments de mesure et les dispositifs de protection et d'alarme, la gestion des sources et des éventuels déchets et effluents produits.

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. La politique d'EDF de « propreté radiologique », ainsi que le recours systématique à des protections respiratoires en cas de suspicion de risque de contamination interne, font que les cas de contamination interne des intervenants sont rares et de faible gravité. La quasi-totalité des doses reçues est ainsi imputable à l'irradiation externe qu'EDF s'attache à réduire de différentes façons.

Deux événements relatifs à des dépassements des limites réglementaires relatives à la dosimétrie équivalente à la peau ont été déclarés à l'ASN au cours de la période 2013-2015 (événements survenus les 24 avril 2013 et 18 août 2015 à la centrale nucléaire du Blayais). Au cours de cette même période, plusieurs événements relatifs au dépassement imprévu du quart de la limite réglementaire pour la dose relative au corps entier et à la dose équivalente à la peau ont été déclarés à l'ASN.

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 0,71 homme.Sv/ réacteur en 2015.

Concernant la dose individuelle, les doses des intervenants les plus exposés ont été fortement réduites. En 2015 il n'y a pas eu d'intervenant (personnel EDF et prestataires) dont la dose annuelle est comprise entre 16 et 20 mSv (pour 2 fin 2011). À fin 2015 on dénombre 2 intervenants dont la dose annuelle est > 14 mSv (pour 20 fin 2011) et 204 intervenants dont la dose annuelle est > 10 mSv (pour 424 fin 2011).

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

La réduction de la contamination des circuits

La contamination des circuits primaires est à l'origine des expositions. Dans ce cadre, des actions sont mises en œuvre pour optimiser l'exploitation des circuits et le déroulement des mises à l'arrêt des installations (périodes où sont réalisées les principales activités de maintenance), par la modification des conditions chimiques ou l'optimisation de la purification de l'eau primaire.

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, 14 réacteurs français utilisent ce dispositif qui n'a pas encore démontré son efficacité en terme de réduction des Débits d'Equivalent de Dose (DeD) mais dont on attend des résultats à terme sur les réacteurs qui en injecteront en continu.

D'autre part, comme dans tout parc de réacteurs nucléaires, il existe des disparités au niveau des résultats dosimétriques des réacteurs. Depuis 2004, des assainissements des circuits de réfrigération à l'arrêt (RRA) et de contrôle chimique et volumétrique (RCV) sont réalisés sur les réacteurs les plus dosants (Chinon 2 en 2004, Flamanville 1 en 2006, Gravelines 3 en 2007, Bugey 2 en 2008 et Blayais 4 en 2009, Gravelines 2 en 2010, Civaux 1 en 2011, Bugey 3, Cruas 4 et Civaux 2 en 2012, Bugey 4 en 2014, et Tricastin 1 en 2015). Un programme pluriannuel est désormais établi.

Le retour d'expérience de la dizaine de réacteurs assainis montre un gain dosimétrique qui démontre 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), est le suivant :

- effectuer une évaluation dosimétrique prévisionnelle de chaque opération (dose collective et individuelle) ;
- classer ces opérations suivant l'enjeu dosimétrique ;
- réaliser une analyse d'optimisation de ces opérations en fonction de l'enjeu dosimétrique. Pour les enjeux dosimétriques les plus élevés, l'opération est étudiée phase par phase, poste par poste pour déterminer les protections, les outillages et les méthodes d'intervention les mieux adaptés ;
- fixer un objectif dosimétrique, collectif et individuel pour chaque opération, issu de cette analyse d'optimisation ;
- mesurer en temps réel l'évolution de la dosimétrie collective et individuelle de ces opérations, analyser et traiter les écarts éventuels ;
- effectuer un retour d'expérience avec analyse des écarts et des bonnes pratiques qui serviront aux futures opérations.

Le suivi de la dose reçue par les intervenants sur certains chantiers à enjeu peut être désormais retransmis en temps réel à un superviseur via un dispositif de télédosimètres. Ce dernier conseille l'intervenant et contrôle que l'évolution de la dose reçue est conforme aux prévisions.

Une expérimentation de poste de supervision centralisée a été réalisée sur trois sites depuis 2010. La décision de généraliser à l'ensemble des sites a été prise en 2012. Son installation sur chaque site s'échelonnera entre 2016 et 2018.

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 14 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. Ils débouchent sur une évaluation et une optimisation fine des doses ultérieures et sur un suivi renforcé afin de prévenir tout dépassement de la limite réglementaire.

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 décroit de façon continue depuis quinze ans pour atteindre 0,93 H x mSv par intervenant en 2014 (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 de dose supérieur à 100 mSv/h), d'accès en zone orange (débit de dose supérieur à 2 mSv/h), et la réalisation de tirs gammagraphiques. Ces activités pourraient, en cas de non maîtrise, conduire à une irradiation occasionnelle supérieure à la prévision ou supérieure à une limite règlementaire. Des organisations spécifiques ont été conçues et formalisées pour que tous les sites les mettent en œuvre de la même façon. Des évaluations de ces organisations sont périodiquement réalisées par les équipes de l'Inspection

Nucléaire qui est indépendante des sites et qui évalue tous les sites sur les mêmes bases. Ces derniers sont ainsi classés selon un système de notation qui fait l'objet d'une attention particulière 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'ingénierie centralisée et d'une présentation par le site lui-même en comité 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

Depuis plusieurs années, EDF maintient, et même poursuit, ses efforts de réduction et de maîtrise des rejets. La gestion des « rejets radioactifs » s'appuie sur la volonté forte de l'exploitant de limiter les impacts environnementaux et dosimétriques de leurs activités et installations, en s'efforçant notamment 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 gestion rigoureuse des effluents basée sur une réduction de leur production à la source.

L'ensemble des actions précédemment décrites s'est notamment traduit 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 0,3 GBq/réacteur/an (division par 100 de l'activité des rejets (hors tritium & carbone 14) depuis 1985, et division par 10 depuis 1994), les valeurs de rejets récentes fluctuant très légèrement (en raison du nombre et de la durée des arrêts, d'indisponibilité d'équipements…). Les rejets de tritium et de carbone 14, directement corrélés à la puissance produite par les tranches, restent stables :

- autour de 18 TBq/réacteur/an pour le tritium liquide, 0,5 TBq/réacteur/an pour le tritium gazeux ;
- autour de 12,5 GBq/réacteur/an pour le carbone 14 liquide, 0,17 TBq/réacteur/an pour le carbone 14 gazeux.

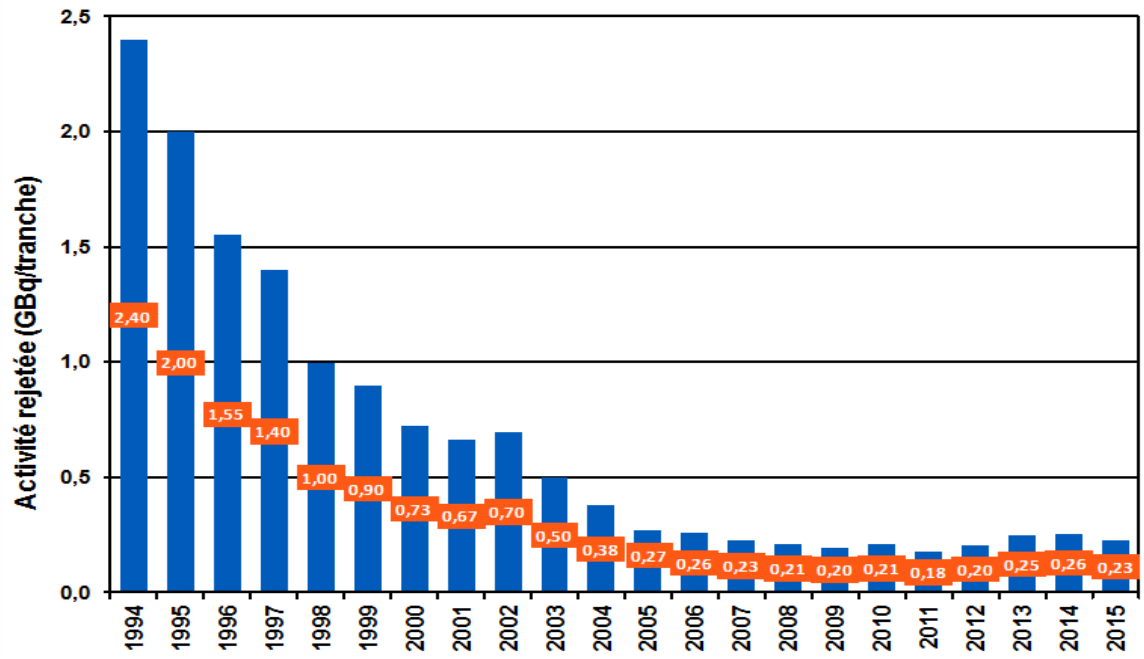


Figure 6 : Évolution de l'activité rejetée (hors tritium et carbone 14) par voie liquide de 1994 à 2015

Les valeurs des rejets annuels moyens par réacteur d'effluents radioactifs liquides et atmosphériques, tous paliers confondus, étaient en 2014 celles qui sont données dans le tableau suivant :

Activités rejetées annuellement en GBq par réacteur	Rejets d'effluents radioactifs liquides	Rejets d'effluents radioactifs gazeux
Carbone 14	12,9	170
Iode	0,005	0,020
Tritium	17 700	500
PF-PA	0,3	0,002
Gaz rares	Sans objet	600

Tableau 7 : 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, deux radionucléides dont il convient de rappeler la faible radiotoxicité et le fait qu'il n'existe pas à ce jour de moyen de traitement adapté à l'activité des effluents rencontrés sur un site en exploitation. De l'ordre du µSv/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 (≈ 2 400 µSv/an en moyenne). On notera que l'impact dû à ces radionucléides est inférieur au seuil de 10 µSv/an, seuil au-dessous duquel un éventuel risque « sanitaire » est considéré comme négligeable par les instances internationales (CIPR, AIEA[18]).

La Figure 19 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

Afin de s'assurer du respect des dispositions réglementaires, EDF a mis en place un programme de surveillance de l'environnement adapté à chacune de ses installations. Ce programme, établi en accord avec l'ASN, est réalisé sous la responsabilité de l'exploitant. Il comporte un programme fixe de mesures 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.

Cette surveillance réglementaire est complétée de manière volontaire par l'exploitant par un suivi radioécologique 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 de nos installations. Les sites réalisent également des bilans radio-écologiques décennaux comparables au « point zéro » effectué préalablement à la mise en service du premier réacteur d'un site :

[18] AIEA Safety series No89, International Basic Safety Standards (AIEA96)
European Commission, Radiation Protection 113
Annals of ICRP - The scope of radiological protection regulation. 2006 Jack Valentin.

- dans les différentes matrices qui caractérisent le milieu terrestre (sols cultivés ou non, lait, eaux douces (nappe, boisson, irrigation),…), il est observé des traces de ^{137}Cs sur l'ensemble du territoire. Les activités mesurées sont influencées par les essais aériens d'engins nucléaires qui ont introduit du ^{137}Cs (mais aussi du tritium) dans l'atmosphère auxquels se sont ajoutés les césium (^{134}Cs & ^{137}Cs) de l'accident de Tchernobyl, qui continuent de décroître. Le marquage du milieu terrestre par les rejets d'effluents radioactifs gazeux des sites demeure difficilement perceptible malgré les limites de détection très basses des techniques analytiques utilisées. Seule l'influence des rejets de carbone 14 peut être décelée ; elle est cependant très faible, avec un écart de 2 à 3 % en moyenne (soit de l'ordre des incertitudes) par rapport à des zones non soumises à l'influence des rejets.
- l'environnement aquatique continental des sites français est caractérisé par la détection de traces de radionucléides artificiels dont l'origine peut être attribuée aux retombées concomitantes des essais atmosphériques d'engins nucléaires et de l'accident de Tchernobyl (^{137}Cs), aux rejets des hôpitaux (^{131}I), aux rejets d'effluents radioactifs des sites d'EDF et aux rejets d'effluents radioactifs d'installations nucléaires françaises ou européennes appartenant à d'autres exploitants. L'exploitation du parc électronucléaire d'EDF contribue à l'apport ponctuel de ^{14}C, ^{137}Cs, de ^{60}Co et ^{58}Co et de ^{3}H. On peut cependant constater que l'activité des radionucléides émetteurs gamma a diminué d'un facteur 10 entre les années 1990 et 2000 et a atteint un plateau depuis. Une augmentation ponctuelle de l'activité en tritium libre (i.e. sous forme d'eau tritiée) peut être observée dans les matrices biologiques, en concomitance avec l'occurrence d'un rejet réalisé conformément aux limites réglementaires.
- dans le milieu aquatique marin (5 sites sur les 19 sites), l'exploitation des résultats obtenus depuis la mise en place du suivi radio-écologique annuel en 1992 fait apparaître des niveaux d'activité bas mais également une baisse globale de l'activité des radionucléides émetteurs gamma artificiels dans l'ensemble des matrices étudiées notamment dans les algues prélevées dans l'environnement proche des sites côtiers du nord de la France. Les mesures réalisées montrent que l'incidence des installations n'est perceptible que dans le champ proche du fait des rejets d'effluents radioactifs autorisés.

Les analyses de la surveillance de l'environnement intégrant les résultats issus des suivis radio-écologiques annuels et décennaux contribuent à la démonstration du très faible impact des rejets d'effluents radioactifs des sites sur l'environnement et confirment une baisse générale de l'activité des radionucléides émetteurs gamma artificiels mesurés dans les matrices environnementales surveillées. Ces résultats, associés à la décroissance des rejets rappelés ci-dessus, sont la traduction environnementale de la qualité d'exploitation des sites et des actions réalisées par EDF pour optimiser les rejets d'effluents et minimiser leurs impacts, tant sur l'environnement que sur l'homme.

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 par la PCR.

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 d'entreprises.

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 règlementaires, 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 trois dernières années (2012, 2013 et 2014) : pour exemple, en 2014, aucun salarié CEA n'a été exposé à une dose annuelle à l'organisme entier supérieure à 5 mSv ; la dosimétrie collective sur cette période est de l'ordre de 0,3 h.Sv, pour les salariés CEA, la dose externe individuelle moyenne est de 0,11 mSv pour les salariés CEA et de 0.08 mSv pour les salariés d'entreprises extérieures (dosimétrie opérationnelle).

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 (2013, 2014 et 2015), aucun agent n'a reçu une dose annuelle supérieure à 2 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 0,025mSv.

Pour les années 2013, 2014 et 2015, les rejets gazeux sont restés inférieurs à 25 % de l'autorisation en carbone 14, ont été de l'ordre de 10 à 20 % 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 25 % de l'autorisation en tritium et inférieur à 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 ;
  - de dossiers de conception, de maintenance ou de modification de portée nationale établis sous la responsabilité de l'exploitant ;
  - de 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 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.

Au vu des différents constats effectués par l'ASN lors de ces inspections et des analyses des événements significatifs, l'ASN considère que l'organisation définie et mise en œuvre sur les centrales nucléaires en matière de radioprotection est globalement satisfaisante. La dosimétrie collective sur l'ensemble des réacteurs a légèrement diminué en 2015 par rapport à 2014. Parallèlement, la dose moyenne reçue par les travailleurs pour une heure de travail en zone contrôlée diminue depuis 2013.

Toutefois l'ASN estime que la situation moyenne reste perfectible sur une minorité de points et que des axes d'amélioration identifiés depuis plusieurs années subsistent.

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.

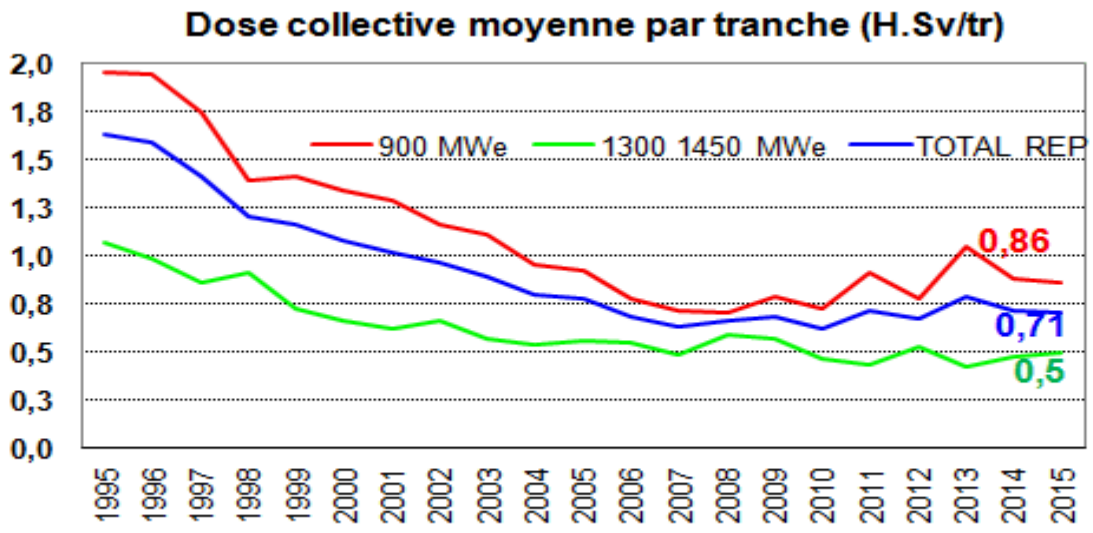


Figure 7 : Dose collective moyenne par réacteur (H.Sv/tr)

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.

L'ASN considère que la situation moyenne des centrales nucléaires en 2015 dans le domaine de la radioprotection est perfectible sur une minorité de points :

- La maîtrise des chantiers de radiographie industrielle reste fragile ; en particulier, l'ASN relève deux événements relatifs à des franchissements du balisage des zones d'opération. Des progrès sont attendus concernant la préparation des chantiers, en particulier l'implication de l'ensemble des parties prenantes et la qualité des visites d'installation réalisées lors de la préparation de ces chantiers.
- La maîtrise de la dispersion de la contamination à l'intérieur du bâtiment réacteur est encore insuffisante en raison de défauts de confinement des chantiers ou de défaut de signalisation des niveaux de contamination. L'ASN relève des situations récurrentes de non-respect des consignes relatives aux contrôles de contamination du personnel à la sortie des chantiers, d'absence d'appareil de contrôle de la contamination ou d'appareils inopérants.

Ces insuffisances peuvent contribuer à retarder la détection de contaminations corporelles des intervenants. L'ASN relève de nombreux événements relatifs à l'absence de port de moyens de mesure de la dosimétrie individuelle des intervenants. La maîtrise des zones contrôlées orange reste perfectible. L'ASN constate des insuffisances dans l'identification et le signalement de ces zones.

15.4.1.3 Les réacteurs de recherche

Au CEA, l'organisation de la radioprotection est conditionnée par l'application des principes fondamentaux de la radioprotection :

- la justification des pratiques ;
- l'optimisation de niveaux d'exposition ;
- la limitation des expositions individuelles.

Et aussi par :

- L'application du principe d'équité : à métier équivalent, la répartition des doses individuelles doit être équitable de façon à minimiser les écarts dosimétriques entre les travailleurs.
- L'application du principe d'équivalence : les dispositions de protection radiologique et le niveau de surveillance du personnel sont les mêmes pour tous les travailleurs exposés (CEA et entreprises extérieures).

Le tableau n°8 présente le bilan de la dosimétrie passive externe pour les salariés faisant l'objet d'une surveillance dosimétrique.

Tableau 8 : Bilan de la dosimétrie passive externe sur l'exercice 2012-2014

	2012	2013	2014
Nombre de salariés faisant l'objet d'une surveillance dosimétrique	7405	7310	7067
Dosimètres présentant une dose < au seuil de détection	87 %	89 %	90%

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 autorisations de rejet 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 RNM (cf. § 15.1.2.2.2).

Les résultats de la surveillance radiologique du territoire sont publiés annuellement par l'IRSN. Ils sont établis à partir des mesures de l'IRSN et sont publiés sur le site internet du RNM.

Par ailleurs, les exploitants transmettent régulièrement à l'IRSN, 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. Depuis 2000, l'ASN réalise de 10 à 20 inspections avec prélèvements par an (20 en 2012).

15.4.2.1 Le contrôle des rejets dans l'environnement des centrales électronucléaires

La nature de la surveillance de l'environnement autour des centrales nucléaires est présentée en Annexe 4.

L'ASN a achevé l'instruction des dossiers de rejets d'effluents et de prélèvements d'eau des centrales nucléaires de Belleville-sur-Loire et de Cattenom en 2013, ceux de Saint-Alban-Saint-Maurice, de Saint-Laurent-des-Eaux et du Bugey en 2014.

En 2014 et 2015, l'ASN a procédé à l'instruction du dossier relatif aux rejets d'effluents et aux prélèvements d'eau de la centrale nucléaire de Chinon et a poursuivi l'instruction des dossiers de Fessenheim et de Cruas.

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.

15.4.2.2 Les réacteurs de recherche

En ce qui concerne le site de Marcoule, les effluents liquides de la centrale Phénix, sont traités et rejetés par l'INB secrète (INBS). En 2012, le CEA a été autorisé à poursuivre les rejets d'effluents liquides et gazeux ainsi que les prélèvements et consommation d'eau pour l'exploitation de cette INBS de Marcoule. Dans le cadre du projet de démantèlement de la centrale Phénix, un dossier a été présenté à l'ASN pour la poursuite des rejets d'effluents gazeux et des transferts d'effluents liquides à l'INBS. L'ASN a achevé son instruction en 2015, et fixera en 2016 des valeurs limites et des modalités de rejet d'effluents et de consommation d'eau.

Les effluents liquides des INB civiles du site CEA de Cadarache sont transférés, après traitement, à une Installation du site classée pour la protection de l'environnement (ICPE). Le CEA a déposé, en 2015, un nouveau dossier pour la poursuite des prélèvements d'eau, les rejets d'effluents gazeux et les transferts d'effluents liquides de son site de Cadarache. Ce dossier ne répond pas aux exigences réglementaires et nécessitent des compléments. L'ASN a demandé au CEA de préciser et renforcer son organisation pour mieux prendre en compte les aspects environnementaux aux différents stades de vie de ces installations (réexamens décennaux, modification matérielle…).

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 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 qu'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.

À la suite de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, de nombreuses réflexions ont été engagées à l'échelle nationale et internationale pour conforter et, le cas échéant, améliorer l'organisation des pouvoirs publics. En effet, cet accident a montré qu'il est nécessaire de mieux se préparer à la survenue d'un accident aux facettes multiples (catastrophe naturelle, accident affectant simultanément plusieurs installations), notamment afin d'être capable de gérer dans la durée une crise de grande ampleur. Les interventions dans une situation radiologique dégradée doivent être mieux anticipées et les relations internationales améliorées pour permettre d'apporter un appui efficace au pays affecté.

Au plan international, l'ASN participe aux travaux de retour d'expérience menés dans le cadre d'instances internationales telles que l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA), l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire (AEN) ou au sein des réseaux d'autorités, tels que WENRA ou HERCA, qui rassemblent les responsables des autorités européennes de sûreté nucléaire ou de radioprotection.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

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.

Indépendamment des accords bilatéraux sur les échanges d'informations en cas d'incident ou d'accident pouvant avoir des conséquences radiologiques, la France s'est engagée à appliquer la convention sur la notification rapide d'un accident nucléaire adoptée le 26 septembre 1986 par l'AIEA et 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. Par ailleurs, la France a signé le 26 septembre 1986 la convention adoptée par l'AIEA sur l'assistance en cas d'accident nucléaire ou de situation d'urgence radiologique.

Deux directives interministérielles des 30 mai 2005 et 30 novembre 2005 précisent les modalités d'application en France de ces textes et confient à l'ASN la mission d'autorité nationale compétente. 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 pour limiter les conséquences radiologiques à l'étranger et enfin de fournir aux ministres concernés une copie des notifications et des informations transmises ou reçues.

L'approche HERCA / WENRA

Lors de leur réunion conjointe de 2014, les associations HERCA et WENRA ont adopté une position commune pour une meilleure coordination transfrontalière des actions de protection durant la première phase d'un accident nucléaire. La position de HERCA et WENRA vise à promouvoir, en cas d'accident, la transmission rapide d'informations entre les pays concernés et la cohérence des recommandations émises par les autorités de radioprotection et de sûreté pour la protection des populations.

Ainsi, l'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 » sont prévues.

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.

Sur ces bases, les autorités de sûreté et de radioprotection européennes ont été appelées à engager, au niveau national, des échanges avec les autorités en charge de la protection civile en vue de la mise en œuvre des recommandations. Un bilan de la mise en œuvre de cette approche par les Etats membres doit être présenté à l'ENSREG en 2016. En France, les travaux portant sur l'articulation des mesures de protection des populations en situation d'urgence et leurs périmètres d'application sont en cours. L'approche HERCA-WENRA a été présentée dans ce cadre, au sein d'un groupe de travail associant notamment les autorités en charge de la protection civile.

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.

Ainsi, l'ASN a poursuivi au cours de l'année 2015 des échanges réguliers avec ses homologues européennes concernant l'harmonisation de la gestion de crise. Le retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi ainsi que les actions engagées depuis cet accident dans chaque pays ont été au cœur des échanges. Enfin, en 2015, des protocoles relatifs aux mécanismes transfrontaliers d'alerte et aux échanges d'informations en situation d'urgence ont été signés avec la Belgique et le Luxembourg.

L'ASN continue de développer des relations bilatérales dans le domaine de la gestion de crise avec de nombreux pays, en particulier avec l'Espagne, le Luxembourg, l'Allemagne, la Suisse et la Belgique. Des réunions spécifiquement dédiées à la gestion de crise ont notamment eu lieu en 2015 avec ces cinq pays. Par ailleurs, une délégation chinoise et une délégation japonaise se sont rendues à l'ASN en 2015 pour échanger sur la gestion des situations d'urgence et ont pu, à cette occasion, visiter le centre d'urgence de l'ASN. Une délégation des Etats-Unis a par ailleurs observé un exercice national de crise à l'ASN.

Enfin, au cours de l'année 2015, l'exercice de crise du site de la centrale nucléaire de Gravelines a permis de tester les échanges d'information transfrontaliers en cas d'accident.

Les relations multilatérales

L'accident survenu à la centrale de Fukushima Daiichi a mobilisé très fortement une grande partie des agents de l'ASN et de l'IRSN, alors même qu'il s'agissait d'un accident lointain pour lequel les conséquences radiologiques sur le territoire français apparaissaient limitées. En outre, les actions de l'ASN étaient également limitées puisqu'il ne lui appartenait pas de contrôler les actions menées par l'exploitant japonais.

Cet accident a ainsi mis en évidence les difficultés que rencontreraient l'ASN, l'IRSN mais aussi leurs homologues européens à gérer un accident d'ampleur en Europe. Les autorités de sûreté nucléaire ont confirmé la nécessité de prévoir des mécanismes d'assistance mutuelle et ont d'ores et déjà entrepris à l'échelle internationale des travaux d'amélioration de leurs organisations.

L'ASN et l'IRSN participent ainsi aux travaux de l'AIEA visant à améliorer la notification et l'échange d'informations en cas de situation d'urgence radiologique. Elles collaborent à la définition de la stratégie, des besoins et des moyens d'assistance internationale et au développement du réseau de réponse aux demandes d'assistance via le réseau RANET (Response Assistance NETwork).

En complément des quatre comités historiques pour l'élaboration de ses normes de sûreté, l'AIEA a créé en 2015 un nouveau comité baptisé EPReSC, relatif aux situations d'urgence. Les normes dans ce domaine étaient jusqu'alors suivies par les autres comités existants. Le document le plus fondamental dans ce domaine est le GSR Part 7, publié en novembre 2015. La première réunion du nouveau comité s'est tenue début décembre 2015 et l'ASN y a représenté la France, avec l'IRSN pour appui technique.

L'ASN collabore également avec l'AEN, sous l'égide de laquelle elle organisera l'exercice INEX 5 en 2016 (avec la participation des différents acteurs français de la gestion de crise) et participe au Working Party on Nuclear Emergency Matters (WPNEM).

Au niveau européen, l'ASN participe au groupe de travail « Emergencies » rapportant à l'association des chefs d'autorités européennes de contrôle de la radioprotection (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 des chefs d'autorités européennes de sûreté nucléaire (WENRA).

L'assistance internationale

La directive interministérielle du 30 novembre 2005 définit les modalités d'assistance internationale lorsque la France est sollicitée ou lorsqu'elle requiert elle-même une assistance en cas de situation d'urgence radiologique. Elle établit pour chaque ministère l'obligation de tenir à jour et de communiquer à l'ASN, désignée comme autorité compétente, l'inventaire de ses capacités d'intervention en experts, matériels, matériaux et moyens médicaux. En tant que coordonnateur des moyens nationaux d'assistance (base de données RANET), l'ASN participe aux travaux de l'AIEA consacrés à la mise en œuvre de l'assistance internationale et d'un point de vue technique et opérationnel, l'IRSN participe aux activités RANET.

Depuis 2008, la France a été sollicitée à plusieurs reprises pour assister un pays étranger dans le cadre d'une situation d'urgence radiologique. À titre d'exemple, l'ASN a été régulièrement sollicitée les années passées pour des demandes d'assistance concernant des personnes exposées accidentellement à des sources radioactives de haute activité.

16.1.1 L'organisation au niveau local

Plusieurs acteurs sont habilités à prendre des décisions en situation d'urgence :

- l'exploitant de l'installation nucléaire accidentée met en œuvre l'organisation et les moyens définis dans son Plan d'Urgence Interne (PUI) ;

  NB : L'ASN a engagé en 2015 des travaux de rédaction d'une décision relative aux 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 visant à préciser les dispositions du titre VII de l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base. Cette décision, qui devrait être homologuée en 2016, aborde, entre autres, l'usage de ressources humaines et matérielles de services sur lesquels il n'a pas autorité pour la gestion des situations d'urgence.

- l'ASN a un rôle de contrôle des 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 peut à tout moment prescrire à l'exploitant les évaluations et les actions rendues nécessaires ;

- le préfet du département où se trouve l'installation 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). À ce titre, il est responsable de la coordination des moyens engagés dans le PPI, publics et privés, matériels et humains. Il veille à l'information des populations et des maires. L'ASN, au travers de sa division territoriale, assiste le préfet pour l'élaboration des plans et pour la gestion de la situation ;
- l'IRSN 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 les réseaux de surveillance et les laboratoires.
- le maire de la commune, 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 d'accident grave, une cellule interministérielle de crise (CIC) est mise en place. Les services des ministères concernés au titre de leur mission, ainsi que l'ASN, s'organisent pour conseiller le préfet au niveau local et 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.

En particulier, l'ASN s'appuie sur son expert technique l'IRSN, dont le Centre Technique de Crise évalue la situation. Ses experts proposent et mettent à jour régulièrement le diagnostic et le pronostic de l'installation endommagée, l'impact dosimétrique de l'accident et les conséquences radiologiques pour les populations et 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 en cas de situation d'urgence radiologique ou nucléaire.

La CIC peut comprendre :

- **Le ministère chargé de la santé** (qui assure la mission de protection sanitaire des personnes contre les effets des rayonnements ionisants) ;
- **Le ministère chargé de la sûreté nucléaire** : le ministre chargé de l'écologie participe à la communication au plan national en cas d'incident ou d'accident affectant une installation nucléaire relevant de sa responsabilité ou se produisant au cours d'un transport de matières radioactives ;
- **Le ministère des affaires étrangères :** il est point d'alerte national au titre de la Convention sur la notification rapide d'un accident nucléaire, de la Convention sur l'assistance en cas d'accident nucléaire ou de situation d'urgence radiologique et de la décision du Conseil des Communautés européennes du 14 décembre 1987. Il est chargé, sans préjudice des responsabilités incombant

à l'ASN et au Ministère de l'Intérieur, de transmettre, le cas échéant, les informations vers les pays partenaires et les organisations internationales concernées. En tant que de besoin, avec l'appui de l'ASN et de l'IRSN, il transmet également les dispositions retenues en matière de protection des populations aux ambassades françaises à l'étranger et aux ambassades étrangères en France ;

- **le ministère chargé de l'environnement** ;
- **le ministère de la défense** à travers l'Autorité de sûreté nucléaire de défense (ASND) est l'autorité compétente pour le contrôle de la sûreté INBS, des systèmes nucléaires militaires (SNM) et des transports intéressant la défense. Un protocole entre l'ASN et l'ASND a été signé le 26 octobre 2009 pour assurer la coordination entre ces deux entités lors d'un accident affectant une activité contrôlée par l'ASND et pour faciliter la transition de la phase d'urgence gérée par l'ASND vers la phase post-accidentelle pour laquelle l'ASN est compétente (ce protocole est en cours de révision) ;
- **la direction générale de la sécurité civile et de la gestion des crises** (DGSCGC) gère le centre opérationnel de gestion interministérielle des crises (COGIC) et dispose d'une mission d'appui à la gestion du risque nucléaire (MARN), qui s'assure en particulier de la mise à la disposition du préfet de renforts matériels et humains pour la sauvegarde des personnes et des biens ;
- **l'ASN** : pour la gestion des situations d'urgence radiologique. Ses missions sont détaillées au § 16.2.

D'autres ministres et administrations ou établissements intéressés (tels que l'IRSN, Météo-France) ainsi que des responsables d'exploitants nucléaires nationaux concernés (par exemple EDF, le CEA ou Areva) le cas échéant. L'IRSN et Météo-France agissent en tant qu'organismes publics d'expertise en situation de crise nucléaire.

16.1.3 Les plans d'urgence

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

Les PUI relatifs aux accidents survenant sur une INB définissent les mesures nécessaires pour protéger le personnel du site, la population et l'environnement et pour maîtriser l'accident.

Le plan d'urgence interne (PUI), établi par l'exploitant, a pour objet de ramener l'installation à un état sûr 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 du décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007, 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 du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base (titre VII). Ces obligations seront précisées par une décision de l'ASN en cours de préparation.

Le 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.

Le PPI précise les premières actions de protection de la population à mettre en œuvre, les missions des différents services concernés, les schémas de diffusion de l'alerte et les moyens matériels et humains susceptibles d'être engagés pour la protection des populations.

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.

Plus largement, la directive interministérielle du 7 avril 2005 relative à l'action des pouvoirs publics en cas d'événement entraînant une situation d'urgence radiologique détermine le cadre de l'organisation des pouvoirs publics ainsi que les dispositions à prendre par les autorités en cas d'événement susceptible d'entraîner une situation d'urgence radiologique conduisant au déclenchement du dispositif ORSEC ou PPI-ORSEC.

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. 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 CODIRPA, la dimension internationale des crises et les possibilités d'aide mutuelle en cas d'événement.

En 2015, la déclinaison au niveau local de ce plan dans les départements français a été engagée, 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 Les plans de réponse aux accidents de transport de substances radioactives

Les transports de substances radioactives représentent près d'un million de colis transportés en France chaque année. D'un colis à l'autre, les dimensions, la masse, l'activité radiologique et les enjeux de sûreté associés peuvent fortement varier.

En application du règlement international de matières dangereuses, les intervenants dans le transport de marchandises dangereuses doivent prendre les mesures appropriées selon la nature et l'ampleur des dangers prévisibles, afin d'éviter les dommages et, le cas échéant, d'en minimiser les effets. Ces mesures sont décrites dans un plan de gestion des événements liés au transport de substances radioactives. Le contenu souhaitable de ces plans est défini dans le guide de l'ASN n°17 (cf. Annexe 2, § 2.3.4).

Pour faire face à l'éventualité d'un accident de transport de matières radioactives dans son département, chaque préfet inclut dans sa déclinaison du plan national de réponse « Accident nucléaire ou radiologique majeur » un volet consacré aux accidents de transport de substances radioactives. Au vu de la diversité des transports possibles, ce volet définit des critères et des actions simples permettant aux premiers

intervenants (Service départemental d'incendie et de secours - SDIS et forces de l'ordre notamment), à partir des constats faits sur les lieux de l'accident, d'engager de façon réflexe les premières actions de protection des populations et de diffuser l'alerte.

16.1.3.4 La réponse aux autres situations d'urgence radiologique

En dehors des incidents qui affecteraient les installations nucléaires ou un transport de substances radioactives, les situations d'urgence radiologique peuvent aussi survenir :

- durant l'exploitation d'une activité nucléaire à finalité médicale, de recherche ou industrielle ;
- en cas de dissémination volontaire ou involontaire de substances radioactives dans l'environnement ;
- à l'occasion de la découverte de sources radioactives dans des lieux non prévus à cet effet.

Il est alors nécessaire d'intervenir afin de faire cesser tout risque d'exposition des personnes aux rayonnements ionisants.

L'ASN a élaboré, en liaison avec les ministères et les intervenants concernés, la circulaire interministérielle DGSNR/ DHOS/DDSC n° 2005/1390 du 23 décembre 2005. Celle-ci complète les dispositions de la directive interministérielle du 7 avril 2005 et définit les modalités d'organisation des services de l'État pour les situations d'urgence radiologique non couvertes par un plan Orsec et PPI-Orsec.

Devant la multiplicité des émetteurs possibles d'une alerte et des circuits d'alerte associés, un guichet unique centralise toutes les alertes et les répercute vers l'ensemble des acteurs : il s'agit du centre de traitement de l'alerte centralisé des sapeurs-pompiers CODIS-CTA (Centre opérationnel départemental d'incendie et de secours – Centre de traitement de l'alerte), joignable par le 18 ou le 112.

16.1.3.5 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 plans d'urgence interne, 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 (article R. 1333-33 du code de la santé publique), ainsi que les plans de gestion des événements liés au transport de substances radioactives.

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.

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.

Les niveaux d'intervention associés à la mise en œuvre des actions de protection de la population en situation d'urgence radiologique, mentionnés à l'article R. 1333-80 du code de la santé publique, sont ainsi définis par la décision n° 2009-DC-0153 du 18 août 2009 de l'ASN :

- 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.

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. En France, la planification des PPI permet d'assurer les actions de protection civile de la population résidant dans un rayon de 10 km autour du réacteur affecté pendant les premières heures de l'accident. L'efficacité de cette organisation 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.

16.2 Les missions de l'ASN

En situation d'urgence, l'ASN, avec l'appui de l'IRSN, a pour mission :

- de contrôler les dispositions prises par l'exploitant et de s'assurer de leur pertinence ;
- d'apporter son conseil au Gouvernement et à ses représentants au niveau local ;
- de participer à la diffusion de l'information ;
- d'assurer la fonction d'autorité compétente dans le cadre des conventions internationales sur la notification rapide et sur l'assistance.

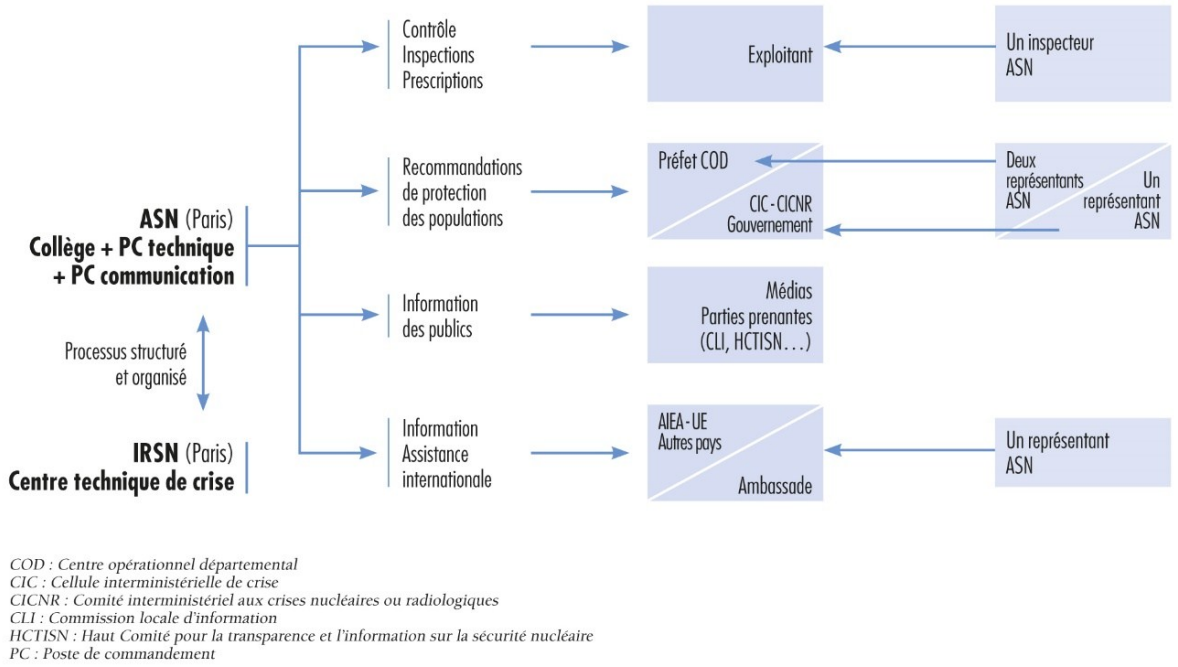


Figure 8 : Le rôle de l'ASN en situation de crise nucléaire

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.

L'ASN poursuivra en 2016 ses travaux de rédaction d'une décision relative aux 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 visant à préciser les dispositions du titre VII de l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base. Cette décision abordera, entre autres, le cas d'accidents survenant sur un site ayant plusieurs installations nucléaires.

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 S'organiser pour les accidents survenant sur les INB

L'organisation de crise de l'ASN mise en place en cas d'accident ou d'incident sur une INB comprend notamment :

- au plan national, un centre d'urgence situé à Montrouge et composé de trois postes de commandement (PC) :
  - un PC stratégique constitué par le collège de l'ASN qui peut être amené à prendre des décisions et imposer à l'exploitant de l'installation concernée des prescriptions en situation d'urgence ;
  - un PC technique (PCT) en relation constante avec son appui technique l'IRSN ainsi qu'avec le collège de l'ASN. Il a vocation à prendre des positions pour conseiller le préfet, directeur des opérations de secours ;
  - un PC communication (PCC), placé à proximité du PCT. Le président de l'ASN ou son représentant assure la fonction de porte-parole, distincte de celle du chef du PCT.

  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.
- au plan local :
  - des représentants de l'ASN auprès du préfet pour l'appuyer dans ses décisions et ses actions de communication ;
  - des inspecteurs de l'ASN présents sur le site accidenté.

En particulier dans le cas des accidents survenant dans une INB, le Centre Technique de l'IRSN est gréé. Les experts de l'IRSN produisent régulièrement un état détaillé de l'installation et l'évolution probable de l'accident en fonction des actions de l'opérateur, ils évaluent l'impact sur les populations et

l'environnement. L'IRSN mobilise également des experts et des moyens sur le terrain, les réseaux de mesure et les laboratoires afin de conforter les calculs des conséquences radiologiques pour la population et l'environnement.

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. Dans ce cas, l'IRSN peut être sollicité

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 l'écologie, du développement durable et de l'énergie.

La Figure 8 présente de façon synthétique le rôle de l'ASN en situation d'urgence radiologique. Ce schéma fonctionnel illustre l'importance du représentant de l'ASN auprès du préfet, qui relaie et explique les recommandations provenant du centre d'urgence de l'ASN.

Tableau 9 : 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 9 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.

16.2.5.2 S'organiser pour toute autre situation d'urgence radiologique

Un numéro vert d'urgence radiologique (0 800 804 135) permet à l'ASN de recevoir les appels signalant des incidents mettant en jeu des sources de rayonnements ionisants utilisées hors INB ou dans le transport de substances radioactives. Il est accessible 24h/24, 7j/7. Les informations fournies lors de l'appel sont transmises à la division territorialement compétente ou à l'agent de permanence de l'ASN en dehors des heures ouvrées. En fonction de la gravité de l'accident, l'ASN peut activer son centre d'urgence à Montrouge. Dans le cas contraire, seul l'échelon local de l'ASN (division concernée) intervient

dans ses missions d'appui au préfet et de communication, en recourant au besoin à l'expertise des directions nationales.

Afin de renforcer la gradation de la réponse et l'organisation de l'ASN en cas de crise, pour des situations ne nécessitant pas le gréement du centre d'urgence, le dispositif a été adapté pour prévoir la mise en place au niveau national d'une cellule d'appui afin de soutenir la division concernée. Le format et les missions de cette cellule sont adaptés à chaque situation.

Une fois les pouvoirs publics alertés, l'intervention comporte généralement quatre phases principales : la prise en charge des personnes impliquées, la confirmation du caractère radiologique de l'événement, la mise en sécurité de la zone et la réduction de l'émission, enfin la mise en propreté.

Le préfet ou le maire coordonne les équipes d'intervention en tenant compte de leur compétence technique et décide des actions de protection en s'appuyant sur les plans qu'il a élaborés (Orsec et PPI pour les préfets, plans communaux de sauvegarde pour les maires). Au plan local, les maires peuvent notamment s'appuyer sur les cellules mobiles d'intervention radiologique (CMIR) des services d'incendie et de secours.

Dans ces situations, la responsabilité de la décision et de la mise en œuvre des actions de protection appartient :

- au chef de l'établissement exerçant une activité nucléaire (hôpital, laboratoire de recherche…) qui met en œuvre le PUI prévu à l'article L. 1333-6 du code de la santé publique (si les risques présentés par l'installation le justifient) ou au propriétaire du site pour ce qui concerne la sécurité des personnes à l'intérieur du site ;
- au maire ou au préfet pour ce qui concerne la sécurité des personnes sur le domaine accessible au public.

16.2.5.3 Gréement du centre de crise de l'ASN en situations réelles

En 2015, le centre d'urgence national a été gréé lors de six exercices nationaux, ainsi qu'à trois reprises à la suite du déclenchement par l'exploitant du plan d'urgence interne des sites de la centrale nucléaire de Cattenom le 28 mai 2015, de la centrale nucléaire de Flamanville dans la nuit du 26 août 2015 et du site en démantèlement de l'ancienne centrale nucléaire de Brennilis le 23 septembre 2015. Ces trois situations réelles n'ont donné lieu à aucun rejet de substances radioactives. Dans les trois cas, la situation a été maîtrisée par l'exploitant après quelques heures, ce qui a conduit l'ASN à l'autoriser à lever son PUI. Le centre d'urgence de l'ASN a également été gréé pour plusieurs heures en mode veille le 9 octobre 2015 dans la soirée pour une situation concernant la centrale de Flamanville.

Depuis 2013, ce centre d'urgence a été mis en œuvre en situation réelle à plusieurs occasions dont le détail est donné dans le tableau n°10 :

Tableau 10 : Gréement en situation réelle du centre d'urgence de l'ASN

Date	Site	Alerte	Événement
15 juillet 2013	Centrale du Tricastin	Générale	Intrusion de militants Greenpeace
18 mars 2014	Centrale de Fessenheim	Générale	Intrusion de militants Greenpeace
28 mai 2015	Centrale de Cattenom	Générale	Fuite d'une vanne à l'origine d'une différence de pression entre les générateurs de vapeur.

26 août 2015	Centrale de Flamanville	Générale	Dégagement de fumée dans le BAN (bâtiment des auxiliaires nucléaires) du réacteur N°2 à l'arrêt. L'installation concernée assure le traitement des effluents radioactifs.
23 septembre 2015	Brennilis	Par téléphone car INB sans PPI	Feu dans réacteur en démantèlement lors d'une opération de meulage de déchets.

Dans le cadre du déménagement de l'ASN en 2013, le centre d'urgence a été modernisé en prenant notamment en compte les éléments du retour d'expérience interne de l'ASN relatif à son organisation pendant l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi.

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).

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 retenue par l'exploitant nucléaire EDF s'inscrit pleinement dans l'objectif de couvrir les situations présentant un risque notable pour la sûreté des installations, pouvant conduire ou pas à des rejets radioactifs dans l'environnement.

En dehors de ce champ, il existe aussi une multitude de situations sur une installation pour lesquelles il est nécessaire d'apporter une réponse rapide

Par conséquent, les domaines couverts par l'organisation de crise sont les suivants :

- les situations de PUI (sûreté et radiologique, gestion d'accident multi réacteurs…) ;
- les autres situations couvertes pour lesquelles une organisation interne adaptée (Plan d'Appui et de Mobilisation) doit être mise en place, en anticipation, afin d'éviter le développement d'une crise et d'apporter une réponse appropriée, en rassemblant les ressources nécessaires et adaptées à la situation, telles que :
  - les accidents avec blessés et/ou en cas d'incendie. Dans ce cas, les premières actions reposent sur les équipes des services continus L'appel aux secours externes précède toujours la mise en œuvre de ce plan ;
  - certaines situations de type agressions externes d'origine climatique ou humaine ;

Pour faire face à ces situations, l'organisation de crise choisie par EDF depuis le début de l'exploitation de son parc de production nucléaire repose sur les moyens humains et matériels mobilisables 24h/24 et 7j/7, sur appel d'une centrale nucléaire auprès du directeur de crise national.

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

L'organisation de crise gréée à la suite du déclenchement comporte un niveau national et un niveau local. Cette organisation 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).

La structure de l'organisation de crise d'EDF et les missions des différentes cellules sont décrites ci-après.

Au niveau local

La direction de la crise est assurée par le directeur d'unité ou son représentant. Le directeur de crise dirige le poste de commandement direction (PCD) local et assure la mise en œuvre du PUI.

La restauration de la situation est principalement de la responsabilité de l'équipe de conduite du réacteur affecté, qui constitue le poste de commandement local (PCL), sous la responsabilité du chef d'exploitation de quart, en charge des manœuvres de conduite selon les procédures en vigueur.

Le PCD local s'appuie sur deux équipes d'expertise :

- l'équipe locale de crise (ELC), plus spécifiquement 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.

Toutes les informations techniques relatives à l'installation convergent vers l'ELC, les informations techniques relatives à la surveillance de l'environnement sont disponibles au PCC.

La surveillance de l'environnement en situation accidentelle repose en grande partie sur les moyens de surveillance utilisés en fonctionnement normal (à savoir un réseau de balises radiométriques et des véhicules laboratoires équipés de moyens de mesures et de prélèvements).

Les informations météorologiques sont données par la station météorologique située sur le site ou à proximité.

Conformément au protocole particulier EDF / ASN / IRSN, ces deux équipes – ELC et PCC – assurent l'information des équipes techniques nationales (EDF et IRSN) et informe régulièrement le PCD local des événements susceptibles de modifier la stratégie de gestion de crise.

Le PCD local s'appuie également sur un poste de commandement de moyens (PCM), dont la mission est d'assurer l'ensemble des actions de logistique du site permettant de gérer la crise. Ses actions couvrent également les domaines suivants :

- 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.

Au niveau national

Le poste de commandement direction national (PCD-N) est dirigé par le responsable de la DPN. En relation permanente avec le PCD local, 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 et des pouvoirs publics au niveau national, ainsi que des autres centrales nucléaires.

Le PCD-N est en relation avec la présidence du groupe EDF qui peut également mobiliser sa cellule de crise. Il est aussi en relation avec les experts de l'équipe technique de crise nationale (ETC-N).

L'ETC-N a deux missions principales :

- une mission d'appui technique au PCD-N qui consiste à fournir un diagnostic de la situation ainsi qu'un pronostic d'évolution. En liaison permanente avec l'équipe locale de crise et l'équipe de crise de l'IRSN, elle confronte ses résultats, en vue de compléter l'information du PCD-N ;
- une mission d'assistance technique au site en liaison avec l'ELC et le PCC. L'ETC-N émet des avis et recommandations pour la gestion de l'installation et sur les aspects environnement.

Les moyens de télécommunication disponibles pour les intervenants constituent un point essentiel de l'organisation. Les paramètres de l'état de l'installation sont transmis aux équipes de crise par des moyens automatiques et des moyens de télécommunication. Les informations échangées entre les différents PC sont supportées par un réseau téléphonique dédié à EDF et à la crise, ce qui garantit la non-saturation des réseaux.

La réponse à une situation de crise nécessite un mode de mobilisation adapté qui va de la mobilisation sur mesure à la mobilisation automatique tant locale que nationale.

En particulier, 24h/24 et 365 jours par an, au niveau de la centrale nucléaire, l'organisation de crise se doit d'être opérationnelle sous 1 heure et mobilise 70 personnes.

Au niveau national, l'Organisation Nationale de Crise doit être opérationnelle dans ses locaux à Paris sous deux heures, mobilise 50 personnes et en alerte 300 autres.

En complément des locaux utilisés par les équipes de crise, les sites disposent de locaux de regroupement (LR) dans lesquels le personnel est regroupé en cas de PUI et d'un local de repli, situé à l'extérieur du site et en dehors des vents dominants, pour accueillir les personnes présentes sur le site au moment de l'accident en vue d'assurer leur protection et de les informer. L'application des procédures par les agents présents en salle de commande reste possible en cas d'agression externe (séisme, inondation), la salle de commande étant robuste aux agressions prises en compte dans le dimensionnement. Le bloc de sécurité, où la crise est pilotée, sera remplacé par un Centre de gestion de Crise Local protégeant les acteurs de la crise et leurs matériels de crise des agressions visées par les ECS d'une part, et les acteurs d'une éventuelle présence de radioactivité sur site d'autre part.

Dans le cas d'une perte totale de l'alimentation électrique, les actions à réaliser dans les installations devront être sécurisées, notamment en cas de perte de l'éclairage des bâtiments. Des moyens spécifiques d'intervention sont en cours d'acquisition par les sites.

Les procédures mises en place dans le cadre de la gestion des accidents graves (AG), la formation et les exercices font partie du Guide d'Intervention en Accident Grave (GIAG) et du référentiel PUI des sites.

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. À cette fin, des exercices sont réalisés régulièrement. Les exercices PUI internes d'EDF portent sur l'ensemble des domaines, dont les accidents de dimensionnement, les incidents du bâtiment combustible (BK) et les AG.

Les retours d'expérience sur les crises déjà vécues et issus de l'ensemble des exercices sont des sources d'amélioration qui permettent de faire progresser la préparation et le dispositif de crise ainsi que la nécessaire coordination entre les pouvoirs publics et l'exploitant.

EDF poursuit son analyse sur le dimensionnement des équipes de conduite pour l'application des procédures de conduite actuelles en cas d'AG, en particulier pour un événement affectant plusieurs réacteurs postulant notamment, l'impossibilité d'arrivée des astreintes pendant les 24 premières heures suivant une agression non prédictible, de grande ampleur et touchant tout le site. À la suite de ces analyses, le dimensionnement des équipes de conduite conforme au référentiel actuel, devra ainsi être adapté à la mise en œuvre des équipements du noyau dur.

16.3.1.2 Mise en place de la Force d'action rapide nucléaire (FARN)

Le référentiel de crise a intégré le retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi fin 2014, prenant en compte des situations extrêmes et des situations de cataclysmes locaux en gréant la FARN, force d'appui réactive résidant à distance du site, disponible en permanence pour intervenir en appui de l'équipe de quart.

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 désormais totalement opérationnelle pour l'ensemble du Parc d'EDF.

Ainsi, conformément aux prescriptions de l'ASN, la FARN peut :

- intervenir en moins de 24h, en continuité et en appui des équipes du site qui auront assumé les actions d'urgence du site concerné dont les infrastructures d'accès pourront être partiellement détruites ;
- agir en autonomie pendant plusieurs jours sur un site partiellement détruit (bâtiments tertiaires non sismiques par exemple), dont l'ambiance pourrait être radioactive, voire touchée / affectée par des pollutions chimiques sur certains sites ;
- déployer des moyens lourds de protection ou d'intervention dans un délai de quelques jours ;
- assurer une liaison permanente avec la direction et les équipes du site ;
- préparer la durabilité de ses actions au-delà des premiers jours d'autonomie dans l'éventualité d'une crise de longue durée.

16.3.2 Le rôle et l'organisation du CEA

L'organisation du CEA en cas de crise s'inscrit dans l'organisation générale décrite au § 16.1.

Dans le cas d'une crise survenant sur une installation exploitée par le CEA, une organisation de crise complétant les dispositifs des pouvoirs publics est mise en place.

Conformément au schéma du § 16.2, le CEA joue un rôle 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 ou central, respectivement PCD-L et 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.

En cas d'événement important, l'information initiale parvient à la structure permanente d'alerte du CEA.

Suivant la gravité de l'événement, la mise en activité du CCC peut être décidée par l'administrateur général ou son représentant.

Comme indiqué au paragraphe 14.2.3.1, des ECS ont également été conduites relativement aux moyens généraux de crise, pour les centres de Marcoule et Cadarache, suite à l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi.

Le centre de Marcoule est équipé d'un centre de gestion de la crise conservant ses fonctionnalités y compris notamment au niveau de l'aléa sismique pris en compte pour le « noyau dur ». Le centre de Cadarache sera équipé d'un nouveau bâtiment abritant le Poste de Commandement Local.

Pour les deux centres, des dispositions complémentaires sont envisagées au niveau :

- des réserves d'eau d'incendie ;
- des réserves de fioul ;
- des moyens de prévention du risque d'inondation.

L'ECS pour le centre de Saclay a été transmise à l'ASN en juin 2013. Après analyse, l'ASN a édicté des prescriptions complémentaires en début 2016. En matière de Facteurs Organisationnels et Humains, le contenu des formations et de la documentation opérationnelle sera adapté ; il s'agit de consolider les actions de préparation et d'entraînement aux situations de gestion de crise, suite aux ECS.

16.3.3 Le rôle et l'organisation de l'Institut Laue-Langevin (ILL)

L'organisation de l'ILL en cas de crise s'inscrit dans l'organisation générale décrite au § 16.1.

Dans le cas d'une crise survenant sur l'installation exploitée par l'ILL, une organisation de crise complétant les dispositifs des pouvoirs publics est mise en place.

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 ».

L'ECS de l'ILL a été transmise à l'ASN en septembre 2011. Après analyse, l'ASN a édicté des prescriptions en juillet 2012. Les principes retenus sont principalement la mise en place de dispositifs de prévention et de mitigation redondants, ainsi qu'un poste de commandement et un renforcement de l'organisation pour pouvoir gérer tout type de crise Aujourd'hui 80% des prescriptions sont satisfaites, Les travaux prendront fin en 2017 avec la mise en service des circuits complémentaires de refroidissement.

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.

De façon générale, ces exercices permettent de tester les cercles décisionnels au plus haut niveau et la capacité de communication des principaux acteurs, sur lesquels une pression médiatique simulée est parfois exercée.

À titre d'exemple, le Tableau 11 décrit les caractéristiques essentielles des exercices nationaux menés en 2015.

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.

La réalisation d'un exercice national d'urgence nucléaire et radiologique, selon une périodicité maximale de cinq ans sur les sites nucléaires soumis à PPI et d'au moins un exercice annuel concernant le transport de substances radioactives, apparaît comme un juste compromis entre l'entraînement des personnes et le délai nécessaire pour faire évoluer les organisations.

Les exercices permettent aux acteurs impliqués de capitaliser les connaissances et expériences sur la gestion des situations d'urgence, en particulier pour les quelque 300 intervenants de terrain mobilisés pour chaque exercice.

En 2015, parmi les objectifs retenus dans le cadre de l'instruction annuelle du 15 décembre 2014 relative aux exercices nationaux d'urgence nucléaire ou radiologique figuraient :

- le test des relations internationales ;
- la mise en place d'une organisation pour simuler le niveau gouvernemental ;
- la réalisation d'exercices en conditions météorologiques réelles aussi souvent que possible ;
- le test du plan de réponse à un accident nucléaire ou radiologique majeur et sa déclinaison lorsque celle-ci est effective.

Sur les aspects de sûreté nucléaire, les objectifs étaient notamment de :

- poursuivre l'entrainement des experts en se focalisant sur les aspects techniques ;
- réaliser un exercice impliquant plusieurs installations d'un même site ;
- faire intervenir les forces d'intervention nationales des exploitants prévues par les décisions réglementaires.

Sur les aspects sécurité civile :

- développer, à l'occasion des exercices, les liaisons entre les autorités préfectorales et les autorités communales ;
- favoriser une meilleure anticipation des actions de protection civile pour assurer la protection de la population ;
- mettre en œuvre et animer des ateliers thématiques découplés du scénario technique.

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.).

E - Considérations générales de sûreté – Articles 10 à 16

Concernant les installations relevant de la défense, au cours de l'année 2015, deux exercices pilotés par l'ASND ont été organisés dans le cadre de l'instruction interministérielle. L'un d'entre eux a été réalisé conjointement avec l'ASN puisqu'il concernait plusieurs installations, tant civiles que relevant de la défense, sur un même site.

En application du protocole ASN/ASND du 26 octobre 2009, l'ASN participe à certains de ces exercices :

- au centre de crise national de l'ASND : un représentant de l'ASN se rend au centre d'urgence de l'ASND afin d'assurer l'interface entre l'ASN et l'ASND, de conseiller l'ASND sur les aspects relatifs à l'impact des rejets sur l'environnement et de préparer la gestion post-accidentelle de la crise par l'ASN ;
- en préfecture : un représentant de la division de l'ASN concernée se rend en préfecture pour conseiller le préfet en attendant l'arrivée du représentant de l'ASND ;
- Les agents de l'ASN profitent de l'expérience acquise au cours de ces nombreux exercices afin de pouvoir répondre plus efficacement aux situations d'urgence réelles. Ainsi, lors des situations réelles de 2015 concernant les centrales nucléaires de Flamanville et Cattenom, l'efficacité de l'organisation mise en place chez tous les acteurs, habitués à coopérer lors des exercices, a été constatée.

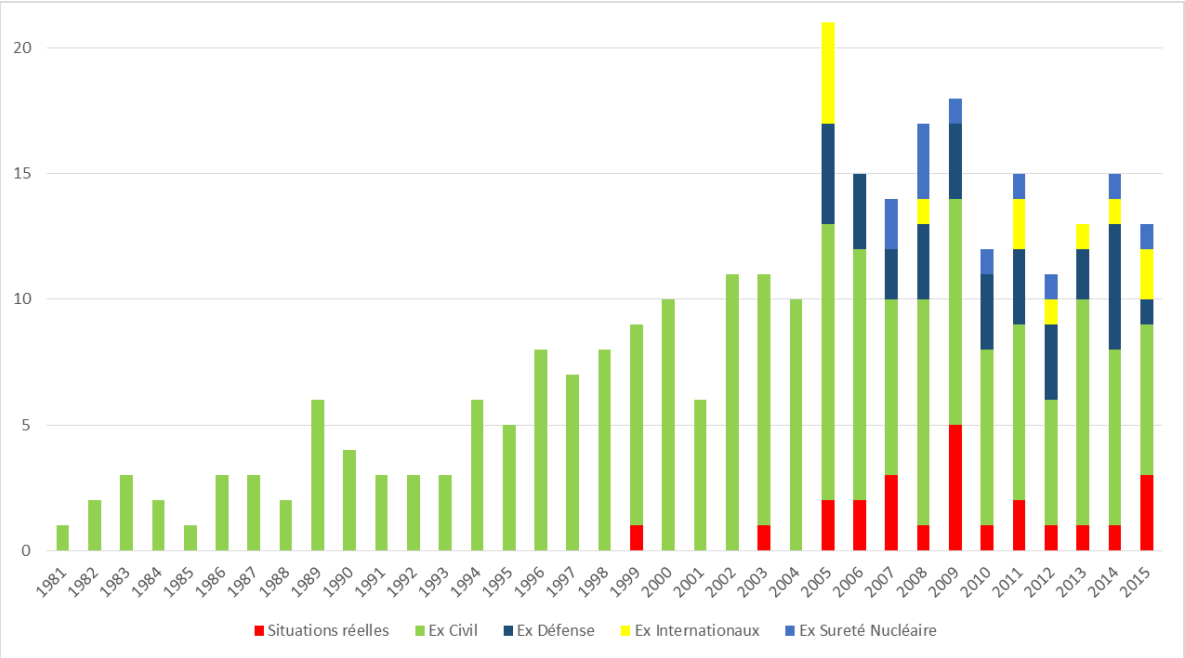


Figure 9 : Nombre d'exercices et de situations d'urgences

Tableau 11 : Caractéristiques essentielles des exercices nationaux menés en 2015

SITE NUCLÉAIRE	DATE DE L'EXERCICE	CARACTÉRISTIQUES PRINCIPALES
Centrale de Gravelines	10 février 2015	Volet sanitaire, volet post-accidentel Implication des industriels SEVESO Dimension interdépartementale et interrégionale (échanges avec la Belgique…)
Centrale de Chinon	28 mai 2015	Volet alerte Volet protection des populations
Site de Cadarache	23 juin 2015	Evènements impactant simultanément plusieurs INB et INBS sur un même site Déploiement de moyens venus d'un autre site CEA Définition d'une stratégie de mesures dans l'environnement
Centrale de Civaux	22 septembre 2015	Tests de la compréhension des consignes par le public Gréement de la cellule d'information des populations Volet communication
Transport de substances radioactives (Doubs)	1er octobre 2015	Organisation de gestion de crise radiologique dans un département sans installation nucléaire Volet communication
Centrale de Penly	13 octobre 2015	Déclenchement du PPI en phase réflexe Dimension intercommunale

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 semestre l'ensemble des acteurs pour tirer le bilan des bonnes pratiques 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.

Parmi les objectifs identifiés, certains sont mentionnés dans l'instruction interministérielle relative aux exercices 2016 :

- 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 préfectures 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 préfectures de zone de défense et de sécurité dans certains exercices.

Les exercices, ainsi que les situations réelles survenues, ont démontré 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 entretient 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 2013 à 2015, l'ASN :

- a participé en 2013 à l'organisation et à la réalisation de l'exercice tri-nations scénarisant un accident sur le site de la centrale de Cattenom et impliquant le Luxembourg, l'Allemagne et la France. Cet exercice était la 3ème phase d'un exercice de grande ampleur dont les deux premières phases se sont déroulées en 2011 et 2012, pilotées respectivement par l'Allemagne et le Luxembourg ;
- a reçu des délégations étrangères en tant qu'observateurs à des exercices organisés par la France ;
- a participé à l'observation de nombreux exercices organisés par des autorités de sûreté étrangères.

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 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 : sur ordre du préfet, les personnes susceptibles d'être exposées à des rejets d'iodes radioactifs sont invitées à ingérer la dose prescrite de comprimés d'iodure de potassium ;
- l'évacuation : en cas de menace imminente de rejets radioactifs importants, le préfet peut ordonner 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.
- En cas de rejet effectif 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 lors de la sortie de la phase d'urgence et qui inclut :
  - 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 ;
  - une zone de surveillance renforcée des territoires (ZST), plus étendue et davantage tournée vers une gestion économique, 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 zone de protection des populations, est introduit 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.

16.5.2 Les comprimés d'iode

L'ingestion de comprimés d'iode stable permet de saturer la glande thyroïde et de la protéger des effets cancérigènes des iodes 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, une nouvelle campagne nationale de distribution de comprimés d'iode, supervisée par l'ASN, concerne 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 est 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.

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 du 17 août 2015 relative à la transition énergétique pour la croissance verte

prévoit 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. Afin d'élaborer les éléments de doctrine correspondants, l'ASN 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. La réflexion doit bénéficier d'une structure pluraliste associant notamment l'ensemble des parties prenantes impliquées dans la préparation à la gestion post-accidentelle.

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, accompagnés d'un avis du collège de l'ASN. Ces éléments ont ensuite été publiés sur www.asn.fr et largement diffusés aux niveaux local, national et international.

Dans son avis, le collège considère que l'élaboration et la publication des premiers éléments de doctrine constituent une première étape importante de la préparation à la gestion post-accidentelle et souligne l'importance de poursuivre et d'intensifier le processus de déclinaison.

Le CODIRPA, animé par l'ASN, mène des travaux de prise en compte des enseignements de la gestion post-accidentelle mise en œuvre au Japon après la catastrophe de Fukushima, mais aussi d'accompagnement des travaux de préparation qui devraient être organisés au niveau territorial. Par ailleurs, les réflexions, conduites jusqu'à présent sur des accidents de rejet de courte durée et d'ampleur moyenne, ont été étendues à la gestion des conséquences d'un accident de rejet de longue durée.

Dans ce contexte, trois orientations ont été retenues :

- mettre à l'épreuve et compléter les éléments de doctrine au regard des différentes situations d'accident ;
- accompagner la déclinaison au plan territorial des éléments de la gestion post-accidentelle ;
- participer aux actions internationales menées sur le thème du post-accident, partager et prendre en compte leurs résultats.

En 2015, 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. Par ailleurs, des sujets pour lesquels un approfondissement des éléments de doctrine sera envisagé en 2016 ont d'ores et déjà été identifiés. Ils portent 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.

Le rapport du séminaire pluraliste sur l'évaluation économique du risque d'accident nucléaire organisé en octobre 2014 par l'ASN a été diffusé en 2015. L'ASN a engagé les démarches nécessaires pour promouvoir aux niveaux national et international le développement d'actions de recherche sur ce sujet.

F – SURETE 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 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 le rapport préliminaire de sûreté.

Les ECS 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 évaluations ont notamment permis de compléter les évaluations initiales par une caractérisation des phénomènes naturels extrêmes et de leurs effets sur la sûreté des installations. Le cas d'accidents multiples a également été étudié.

17.1.2 Evaluation 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 maitrise 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. La décision de l'ASN relative aux réexamens périodiques des INB précisera que l'exploitant réévaluera à chaque réexamen périodique l'intensité des agressions externes prises en compte dans la

démonstration de sûreté nucléaire de l'installation, ainsi que leurs fréquences d'occurrence en tenant compte de l'évolution des connaissances.

De plus, les agressions externes, notamment le séisme et l'inondation, ont fait l'objet d'un réexamen ciblé dans le cadre des ECS (cf. § 14.1.4.2).

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 ECS et la campagne d'inspections ciblées associées, l'ASN a associé la société civile. Ainsi, des experts étrangers ont pu participer à des 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.

Un débat public a notamment été réalisé en 2010 préalablement à la prise de décision de construction d'un réacteur nucléaire de type EPR à Penly. Des projets de moindre ampleur peuvent aussi donner lieu à une démarche de « concertation locale ». Ce fut par exemple le cas en 2005 pour le projet de réacteur de recherche Jules Horowitz (RJH) sur le site du CEA de Cadarache.

Pour les autres décisions qui ne font pas l'objet d'une enquête publique (ou d'un débat public) et dès lors que ces décisions sont susceptibles d'avoir une incidence directe et significative sur l'environnement, les projets de décisions font l'objet d'une participation du public qui peut faire part de ses observations et propositions. Ce dispositif comprend d'une part, la mise à disposition du public du dossier présenté par l'exploitant et, d'autre part, la consultation du public sur le projet de décision élaboré par l'ASN.

Pour ce qui concerne les ECS et la campagne d'inspections ciblées, l'ASN a associé les CLI (cf. § 8.2.4) aux inspections et des membres du HCTISN (cf. § 8.2.3.1) 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 suivants : environnement industriel et voies de communication, population, météorologie, géologie, hydrogéologie, hydrologie, situation radiologique, environnement naturel et économie rurale.

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 RFS concernées (cf. Annexe 2, § 2.3.1) : géologie du site (RFS 1.3.c), conditions sismiques (RFS I.2.c5 et RFS 2001-01), risques d'inondations d'origine externe (RFS 1.2.e), 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 nouveau 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) qui a vocation à remplacer la RFS 1.2.e.

Ces thèmes sont réévalués, à chaque réexamen périodique et les chapitres du RDS sont mis à jour en conséquence.

Dans le cadre des ECS, 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. Le risque lié à l'environnement industriel a été également réexaminé.

17.2.1 Evénements externes - Séisme

L'approche déterministe utilisée pour définir les sollicitations sismiques à prendre en compte pour la conception des installations comporte pour chaque site la détermination du séisme maximum historique vraisemblable (SMHV) et du séisme majoré de sécurité (SMS) avec l'ajout d'un degré supplémentaire d'intensité. La centrale est alors dimensionnée pour 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).

Un séisme de dimensionnement (SDD) enveloppe est pris en compte au niveau du palier standardisé pour le dimensionnement de l'îlot nucléaire. Par ailleurs, les autres ouvrages, dits « ouvrages de site » font l'objet d'un dimensionnement spécifique à chaque site. Ils comportent les autres bâtiments et installations nécessaires au fonctionnement de la centrale, dont la source froide et le canal d'amenée.

La démarche de dimensionnement pour déterminer des mouvements sismiques à prendre en compte pour la sûreté des installations s'appuie sur les règles fondamentales de sûreté RFS I.2.c et RFS 2001-01.

Méthodologie utilisée pour évaluer le séisme de dimensionnement lors des réexamens périodiques

Les réexamens périodiques décennaux de chaque palier sont l'occasion de réaliser un examen de conformité approfondi aux exigences sismiques en vigueur, de réévaluer les niveaux de 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, qui est une donnée d'entrée pour le calcul des structures et des équipements, mais aussi sur la base de l'évolution du génie parasismique (méthodes et moyens de calcul).

Des dispositions particulières ont été prises pour les sites présentant des caractéristiques sismiques qui sortent de l'enveloppe du palier standardisé (du fait de spécificités locales, notamment géologiques).

Les écarts recensés lors des examens de conformité réalisés dans le cadre des ECS ne remettent pas directement en cause la sûreté. Ils ont fait l'objet de la déclaration d'événements significatifs auprès de l'ASN et sont traités dans ce cadre.

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 soit par calcul, soit par essai sur table vibrante, ou, au cas par cas, par analyse.

Dans ses rapports ECS, EDF rappelle qu'il se fixe en particulier des exigences de classement sismique pour les matériels importants pour la sûreté (« IPS classés de sûreté ») et, au cas par cas, pour certains

matériels non « IPS classés de sûreté », ainsi que pour les mesures de surveillance post-accidentelle (SPA).

Les matériels pouvant dans leur chute conduire à la perte d'un matériel classés IPS classé sismique, font l'objet de vérification vis-à-vis du séisme.

Evaluation des marges de sûreté dans le cadre des ECS

EDF a effectué une revue des marges concernant la tenue au séisme des structures et matériels importants pour la sûreté, afin de déterminer le niveau d'accélération pour lequel l'installation présente une très faible probabilité de défaillance.

Par ailleurs, EDF a procédé à l'inspection sismique d'un échantillon 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. Pour certains de ces équipements EDF a défini des dispositions d'améliorations complémentaires pour un aléa au-delà du SDD.

EDF conclut que les capacités sismiques de l'enceinte de confinement, ainsi que des structures et matériels dont la défaillance conduirait à la remise en cause des fonctions de sûreté, leur permettraient de résister à un séisme de spectre 1,5 fois supérieur à celui du SMS. EDF estime que ce niveau de spectre correspond à des valeurs d'aléa non plausibles ou peu plausibles pour les sites concernés.

EDF a défini les niveaux d'aléas sismiques extrêmes (Séisme Noyau Dur) pour l'ensemble des sites du Parc en exploitation. Ces niveaux sont en cours d'instruction par l'ASN.

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 n'est pas dépassé, chaque réacteur peut poursuivre l'exploitation en effectuant en parallèle une inspection visuelle des structures et des matériels ;
- si le seuil SDI est dépassé, les réacteurs doivent rejoindre l'état de repli considéré pour chacun comme le plus sûr. La reprise de l'exploitation ne peut être engagée qu'après accord de l'ASN.

L'exploitation de cette instrumentation sismique a fait l'objet d'une série d'inspections ciblées de la part de l'ASN en 2011.

Le bilan des examens de conformité des 19 centrales nucléaires ne montre pas de constat susceptible de remettre en cause les exigences de la RFS I.3b.

En réponse à une prescription de l'ASN, EDF a réalisé une étude des avantages et inconvénients liés à la mise en place d'un système d'arrêt automatique de ses réacteurs (AAR) sur sollicitation sismique. EDF a conclu qu'une fonction AAR sur séisme était justifiée au plan de la sûreté sur le parc en exploitation. Cet AAR sur séisme permet notamment une action favorable sur la chute des grappes et une clarification des conditions initiales des réacteurs suite à un séisme. L'ASN examine actuellement cette méthode.

Démarche "Séisme événement"

La démarche « séisme événement » 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.

Cette démarche est mise en œuvre dans le cadre des réexamens périodiques, et peut conduire à des modifications sur un palier ou locales.

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.

Le guide de management EDF de l'agression « 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 » s'est achevée fin 2015. De même des formations dédiées aux correspondants et une sensibilisation de l'ensemble des personnels seront intégrés dans les cursus de formation de la DPN.

Une première liste des couples « agresseurs cibles » a été établie fin 2015; les couples en écart de conformité (au sens de la démarche « séisme-évènement » définie ci-dessus) feront l'objet d'un traitement conforme à la réglementation en vigueur (vitesse de traitement en fonction de la nocivité).

Perte des alimentations électriques externes

La démonstration de sûreté des REP étudie la survenue simultanée d'un séisme important et de la perte des alimentations électriques externes, dans la mesure où celles-ci ne sont pas prévues pour résister à un séisme important.

La perte totale des alimentations électriques internes et externes d'un seul réacteur du site est prise en compte dans le référentiel de sûreté. 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 de site ou un groupe électrogène diesel d'un réacteur voisin. Il existe un groupe d'ultime secours par site qui n'est pas dimensionné au séisme.

En cas de panne qui affecterait simultanément plusieurs groupes Diesel de secours du site, un réacteur du site pourrait ainsi être secouru.

L'autonomie de dimensionnement des batteries utilisées en cas de perte des alimentations électriques était de 1 heure. L'autonomie des batteries de la voie A a été augmentée à 2 heures dans le cadre des actions ECS.

En réponse aux prescriptions de l'ASN et en vue de renforcer les moyens d'alimentation électrique, les dispositions suivantes sont prises par EDF :

- un moyen d'alimentation électrique supplémentaire (DUS « Diesel Ultime Secours ») permettant notamment d'alimenter les systèmes et composants appartenant au noyau dur sera construit. Les principes de conception ont été présentés et transmis par EDF à l'ASN début 2013.et les travaux ont débuté. La mise en place des DUS est prévue pour fin 2018 sur l'ensemble du parc électronucléaire français.
- Dans l'attente, EDF a équipé chaque réacteur d'un groupe électrogène permettant d'alimenter le contrôle commande nécessaire en cas de perte de sources internes et externes et l'éclairage de la salle de commande. Cette modification est mise en place depuis fin juin 2013, conformément à la prescription de l'ASN.

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, mettent en œuvre des dispositions spécifiques pour restaurer l'accès au site. Ces dispositions permettent notamment 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, avec un stock de réserve de 32 m^3 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 contrat d'approvisionnement basé sur un stock minimal dédié : contrat de couverture passé par la FARN et, au-delà, réquisition des stocks dans le cadre de la fiche d'action n° 12 du plan gouvernemental,
- ravitaillement en carburant et lubrifiant par la FARN : cette capacité a été validée (hors inondation) lors des essais FARN réalisés à Chinon en septembre 2015.

Risque incendie induit par un séisme

Les bâtiments disposent de protections incendie conçues en application de la défense en profondeur (prévention des départs de feu, détection des départs de feu et extinction rapide pour limiter l'aggravation et la propagation de l'incendie), qui font l'objet d'exigences de tenue sismique. Ces dispositions sont à l'origine conçues au DSD (demi-séisme de dimensionnement) (hors palier N4).

En réponse à une prescription de l'ASN, EDF a engagé une étude de la tenue au SMS (Séisme Majoré de Sécurité) des structures et matériels contribuant à la sûreté nucléaire de la sectorisation incendie, la détection incendie et les systèmes d'extinction fixes, soumis à une exigence de tenue au demi-séisme de dimensionnement. Pour les éléments dont la tenue au séisme majoré de sécurité n'est pas assurée, un programme de travaux et de renforcement est engagé.

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 évènement » pour les lignes véhiculant de l'hydrogène, situées dans l'îlot nucléaire, a été engagée sur les paliers 900 MWe, 1300 MWe et N4.

En réponse à la prescription de l'ASN, EDF a proposé une mise en œuvre plus rapide que le planning des VD pour la déclinaison de cette exigence sur les différents paliers.

Niveau de séisme conduisant à une inondation hors dimensionnement

Dans ses rapports d'ECS, EDF a pris en compte la topographie de chacun des sites et a recensé les réserves d'eau situées à l'aplomb du site qui ne sont pas considérées comme robustes au SMS. L'examen réalisé ne met pas en évidence de risque qui ne serait pas 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 Evénements externes – Inondations

Les inondations sont des événements susceptibles de générer des défaillances pouvant affecter l'ensemble des installations d'un site.

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, comme l'inondation partielle de la centrale du Blayais lors de la tempête du 27 décembre 1999 (cf. § 6.3.1.2.1).

Inondations pour lesquelles les installations sont dimensionnées

Les sites utilisent pour le dimensionnement des protections en cas d'inondation la règle fondamentale de sûreté RFS I.2.e du 12 avril 1984. Ce texte définit en particulier une méthode pour déterminer les niveaux d'eau à prendre en compte pour la conception des installations. Cette méthode s'appuie sur la définition de la cote majorée de sécurité (CMS) et distingue trois cas : les sites en bord de mer, les sites fluviaux et les sites en estuaire.

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 cote d'eau susceptible d'être atteinte aux différents points possibles d'entrée de l'eau (ou « by-pass ») ;
- indication des dispositions matérielles et d'exploitation visant à protéger l'installation contre le niveau d'inondation pour lequel elle est dimensionnée.

<u>Dispositions matérielles</u>

Les dispositions matérielles concernent le génie civil, du matériel spécifique, des modifications des matériels existants, des matériels électriques et de contrôle-commande.

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.

<u>Dispositions d'exploitation</u>

A l'occasion des ECS, 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 les sites de Cruas et Tricastin.

Conformité des installations au référentiel actuel

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 ECS, 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, et a conclu, le cas échéant, sur les dispositions supplémentaires à mettre en œuvre.

Cette évaluation a été effectuée sur la bases de 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.

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.

La démarche mise en œuvre 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.

EDF envisage des solutions différentes selon les sites en fonction de l'effet falaise identifié et du scénario majoré.

EDF a défini les niveaux d'aléas d'inondation extrêmes pour l'ensemble des sites du Parc en exploitation. Ces niveaux sont en cours d'instruction par l'ASN.

Par ailleurs, l'analyse des ECS montre que les exigences résultant de la réévaluation complète de la prise en compte du risque d'inondation sur les centrales nucléaires, achevée en 2007, permettent de conférer aux installations un haut niveau de protection contre le risque d'inondation, sous réserve que les dispositions permettant de satisfaire ces exigences soient mises en œuvre comme prévu.

17.2.3 Evénements externes - Conditions climatiques extrêmes

Le vent

Lors de chaque réexamen périodique, EDF vérifie que la tenue des bâtiments IPS et des bâtiments abritant des systèmes ou matériels IPS est assurée pour un vent dont les caractéristiques sont conformes aux règles « Neige et Vent » (éditions 1999 et 1984 modifiées 2000) et également en prenant en compte le retour d'expérience des deux tempêtes qui ont récemment balayé la France (1999 et 2010).

EDF estime que les projectiles générés par les vents extrêmes ne peuvent pas endommager les structures ou ouvrages de génie civil remplissant ou abritant des systèmes ou matériels participant à une fonction de sûreté.

Néanmoins, lors des derniers réexamens périodiques, EDF a défini un référentiel des exigences de sûreté de protection contre les projectiles générés par les vents extrêmes.

EDF estime que le dimensionnement des bâtiments aux risques d'explosion hors du site permet de garantir leur robustesse à des vents extrêmes. EDF a évalué la marge existante par comparaison avec cet événement et conclut que, pour l'ensemble de ses sites, les bâtiments dimensionnés à « l'explosion hors site » sont robustes à des vents extrêmes avec des marges importantes.

Pour les bâtiments non couverts par le dimensionnement à « l'explosion hors site », EDF estime que les sollicitations associées à des vents extrêmes ne sont pas susceptibles d'avoir des conséquences sur la sûreté des réacteurs.

EDF a analysé le comportement de ses installations et les éventuels effets falaise pour une valeur de vitesse de vent de l'ordre de 200 km/h. Cet ordre de grandeur est cohérent avec l'objectif d'une fréquence annuelle d'occurrence < 10^{-4} pour les valeurs de vent à prendre en compte.

Par ailleurs, EDF a décidé de retenir l'agression tornade pour la définition du noyau dur et a transmis à l'ASN fin 2015 un projet de référentiel sur les tornades. Ce référentiel est en cours d'examen par l'ASN.

La grêle

La grêle n'avait pas été retenue pour le dimensionnement des réacteurs. Il s'agit, en effet, d'un phénomène météorologique relativement localisé et bref pour lequel les matériels importants pour la sûreté sont pour la plupart protégés par leur situation à l'intérieur des bâtiments. Concernant la robustesse des bâtiments eux-mêmes à l'effet de la grêle, EDF estime que l'impact maximal pourrait être des pincements du bardage sans le traverser. Aucun incident lié à une averse de grêle n'a été constaté sur les réacteurs en exploitation. Les cibles identifiées vis-à-vis de la grêle sont majoritairement celles déjà prises en compte dans les analyses relatives aux projectiles générés par le vent.

La foudre

La protection des installations contre les risques liés à la foudre est conforme aux dispositions de l'arrêté du 19 juillet 2011. Selon la démarche retenue par EDF, les mesures de prévention et de protection contre la foudre doivent garantir que les conséquences sur la sûreté d'un foudroiement sont moindres que celles définies lors de la conception initiale des réacteurs vis-à-vis des incidents de catégorie 2 (fréquence inférieure à 10^{-2}/réacteur/an).

Conformément à l'arrêté du 19 juillet 2011, une analyse du risque foudre a été menée pour démontrer l'acceptabilité des conséquences d'un foudroiement. EDF a indiqué que, à la suite de cette étude, des mesures de prévention et des dispositifs de protection ont été définis, et mis en œuvre au 1er janvier 2012. Les effets directs (impact direct sur la structure du bâtiment) et indirects (impact au voisinage du bâtiment) de la foudre ont été pris en compte.

EDF considère qu'il n'y a pas d'effet falaise plausible susceptible d'être engendré par la foudre, compte tenu de la forte robustesse des installations vis-à-vis du risque foudre et de ses effets et de la redondance fonctionnelle et de la diversité de certains systèmes, en premier lieu ceux liés aux alimentations électriques.

Pour renforcer la robustesse des installations, un programme de maintenance pour la salle des machines est en cours d'élaboration.

L'EPR est lui conçu conformément au « référentiel de sûreté foudre applicable à l'EPR ». Des dispositions adéquates sont mises en œuvre afin de garantir que les fonctions de sûreté des systèmes et des matériels nécessaires pour amener le réacteur dans un état sûr et pour éviter et limiter les rejets radioactifs ne sont pas affectées de manière inadmissible.

EDF a décidé de retenir un niveau de foudre majoré pour la définition du noyau dur.

La neige

Un groupe de travail Météo France / EDF / CEMAGREF / IRSN a contribué au guide Inondations (cf. Annexe 2, § 2.3.4). Ce document évoque aussi les autres formes de précipitations telles que la neige. EDF a considéré qu'il n'y avait pas de corrélation directe entre la neige et la pluie et que la neige ne faisait pas partie des conditions météorologiques extrêmes liées à l'inondation. Néanmoins, le dimensionnement des ouvrages réalisé suivant les règles « Neige et Vent » protège les bâtiments classés de sûreté de tout effet falaise vis-à-vis de la neige.

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 des Règles Fondamentales de Sûreté concernées.

Ces thèmes sont ré-analysés à chaque réexamen décennal 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 sur 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

La présentation générale de la sûreté de l'établissement décrit l'ensemble des agressions externes qui sont prises en compte dans le dimensionnement des équipements requis en fonction des situations d'exploitation. L'ECS de l'ILL analyse l'impact d'agressions extrêmes concomitantes et définit les travaux nécessaires pour garantir le respect du périmètre de sécurité même dans ces conditions extrêmes.

17.4 L'analyse de l'ASN

17.4.1 Réacteurs électronucléaires

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 à la suite des évaluations complémentaires de sûreté

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 falaise.

Dans le cadre de cette démarche, de nouvelles prescriptions pour les réacteurs en cours d'exploitation ou bien de 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 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. 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 ECS 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.

Par ailleurs, l'ASN va examiner la pertinence d'une révision de la RFS à la lumière des résultats issus de l'évaluation de l'instrumentation sismique en cours d'élaboration par EDF.

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

A la suite de l'inondation du site du Blayais en 1999, EDF a mis en place une protection volumétrique[19] sur tous les sites. La conformité de cette protection volumétrique a fait l'objet d'un contrôle particulier de l'ASN au cours des inspections ciblées menées en 2011 qui a 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 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 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 sur le noyau dur (cf. § 6.3.1.3, 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 ces 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 ESC-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.). Les modifications envisagées ont des échéances de réalisation allant du 31 décembre 2014 au 31 décembre 2017.

[19] 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 conduit pas à une inondation des locaux situés à l'intérieur de ce périmètre. Concrètement, la protection volumétrique est constituée des murs, plafonds et planchers et des dispositif permettant d'obturer les ouvertures existant sur ces voiles (portes, trémies, etc... qui peuvent constituer des voies d'eau potentielles en cas d'inondation).

L'ASN a publié, en 2013, un nouveau guide relatif à la prise en compte du risque d'inondation externe pour les installations nucléaires. Il prend en compte les recommandations de la RFS I.2.e[20] et le retour d'expérience de l'inondation de 1999 du site du Blayais. 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 11 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 ECS, 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 réexamen périodique associé aux VD3 1300 MWe, les référentiels de protection des centrales nucléaires contre les risques naturels et de la source froide seront examinés.

Enfin, l'ASN va consulter le GPR sur cette thématique, notamment sur les points suivants :

- le retour d'expérience sur les agressions externes ;
- l'état des lieux des démarches de prise en compte des risques liés à ces agressions (méthodes, référentiels, niveaux d'aléa, exigences) ;
- la comparaison des démarches et des niveaux de sûreté pour les différentes agressions ;
- l'impact de l'arrêté INB ;
- l'intégration des travaux internationaux, notamment de WENRA ;
- la prise en compte des évolutions climatiques ;
- la cohérence dans la définition des exigences ;
- les RGE relatives aux agressions.

En fonction des conclusions de l'examen des thèmes précédents, le référentiel d'exigences associé à ces agressions pourra être complété.

17.4.1.1.4 Risques liés aux autres activités industrielles

À l'issue des ECS, 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 ECS, et en relation avec les exploitants voisins responsables de ces activités.

[20] Règle fondamentale de sûreté n°1.2.e. du 12/04/1982 relative à la prise en compte du risque d'inondation d'origine externe.

17.4.1.2 Réacteur n°3 de Flamanville (EPR)

Le réacteur n° 3 de Flamanville a été inclus dans le périmètre des ECS selon un cahier des charges identique à celui des réacteurs en exploitation. Cet examen a donné lieu à quelques prescriptions spécifiques. Les réponses d'EDF sont en cours d'instruction par l'ASN.

17.4.2 Réacteurs de recherche

Sur la base des conclusions de l'instruction technique du dossier de demande d'autorisation de création de l'INB ITER menée par le groupe permanent d'experts, des conclusions de la commission d'enquête, de l'avis de la CLI et de l'avis du Préfet, un avant-projet de décret d'autorisation de création a été soumis, mi 2012, à l'exploitant pour consultation. Après audition d'un représentant de la CLI et de l'exploitant, l'ASN a rendu un avis favorable sur le projet de décret qui a été publié le 10 novembre 2012 (décret n° 2012-1248 du 9 novembre 2012).

En parallèle, l'ASN a préparé un projet de décision fixant des prescriptions pour la conception et la construction de l'installation. Les travaux de génie civil, notamment les fondations du tokamak, ont été engagés en 2011.

ITER a été inclus dans le périmètre des évaluations complémentaires de sûreté selon un cahier des charges identique à celui des réacteurs en exploitation. Cet examen a donné lieu à des prescriptions spécifiques.

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.

Dans le cadre de l'examen de la demande de mise en service des INB, l'ASN, avec l'appui de l'IRSN, est en charge de l'examen détaillé de la conception des nouvelles installations. En parallèle, l'ASN assure également le contrôle de leur construction (cf. chapitre 14).

18.1 Le concept de défense en profondeur

Les principes et démarches de la sûreté ont été mis en place progressivement en France et intègrent le retour d'expérience des accidents.

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

Le principal moyen de prévenir les accidents et de limiter leurs conséquences éventuelles est la « défense en profondeur ». Elle consiste à mettre en œuvre des dispositions matérielles ou organisationnelles (parfois appelées lignes de défense) organisées en niveaux consécutifs et indépendants et capables de s'opposer au développement d'un accident. Le principe de défense en profondeur est une partie intégrante de la démonstration de sûreté. Conformément à la réglementation, la mise en œuvre de ce principe s'appuie notamment sur :

- le choix d'un site adapté, tenant compte notamment des risques d'origine naturelle ou industrielle pesant sur l'installation ;
- l'identification des fonctions nécessaires à la démonstration de sûreté nucléaire ;
- une démarche de conception prudente, intégrant des marges de dimensionnement et recourant, en tant que de besoin, à une redondance, une diversification et une séparation physique adéquates des éléments qui assurent des fonctions nécessaires à la démonstration de sûreté nucléaire, pour obtenir un haut niveau de fiabilité et garantir les fonctions citées à l'alinéa précédent ;
- la qualité de la conception, de la construction, du fonctionnement, de la mise à l'arrêt définitif, du démantèlement, de l'entretien et de la surveillance des installations ;
- une préparation à la gestion d'éventuelles situations d'incident et d'accident.

Dans les situations extrêmes qui ont été étudiées dans le cadre des ECS, la démarche suppose la perte successive des lignes de défense en appliquant une approche déterministe. Il s'agissait ainsi d'évaluer

la robustesse de l'approche de la défense en profondeur et de la pertinence des mesures de gestion des accidents, 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 incidents ;
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 un état sûr ;
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, avec une prise en compte particulière au stade de la conception des accidents graves (en intégrant notamment une zone permettant, le cas échéant, l'étalement du corium et son refroidissement) et des agressions externes (dont les chutes d'avion avec une coque en béton destinée à protéger les parties les plus sensibles de l'installation).

Un très haut niveau de sûreté est visé pour le réacteur EPR, premièrement en facilitant l'exploitation et la maintenance du réacteur, deuxièmement par la réduction des conséquences potentielles immédiates ou différées. 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 rapport préliminaire de sûreté, 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, transmis en mars 2015.

La mise en œuvre du concept de défense en profondeur lors de la qualification des technologies utilisées et de la conception est présentée aux § 18.2 et 18.3.

18.1.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

La conception du RJH, réacteur du CEA, est fondée sur le concept de la défense en profondeur qui conduit à porter une attention particulière au confinement en définissant des barrières entre les produits radioactifs et l'environnement extérieur de l'installation.

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 ; il s'agit en particulier de barrières de confinement évitant la dissémination de matières radioactives dans l'environnement. 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 à intervalles réguliers.

La démarche de sûreté a été renforcée dans le cadre des ECS, par la prise en compte de phénomènes naturels extrêmes et d'accidents pouvant toucher 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 rapport préliminaire de sûreté 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 ECS.

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 rapport préliminaire de sûreté). L'ASN et son appui technique instruisent actuellement cette demande.

18.1.4.2 Les réacteurs de recherche

Les conclusions de l'ASN sur la conception générale du RJH sont présentées au § 18.3.3.

18.2 Qualification des technologies utilisées

18.2.1 Les demandes de l'ASN

L'arrêté INB stipule les exigences des éléments et activités identifiés comme étant importants pour la protection. La qualification de ces éléments doit être proportionnée aux enjeux, visant 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.

Le décret procédures INB précise les dossiers dans lesquels l'exploitant doit exposer sa démarche de qualification.

Par ailleurs, la fabrication des ESPN fait 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.

En particulier, l'ASN évalue la conformité aux exigences réglementaires de chacun des ESPN les plus importants pour la sûreté, dits « ESPN de niveau N1 ». Cette évaluation concerne les équipements destinés aux nouvelles installations nucléaires (EPR) et les équipements de rechange destinés aux installations nucléaires en exploitation (générateurs de vapeur de remplacement). L'ASN peut s'appuyer pour cette mission sur des organismes qu'elle agrée.

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 :

- la qualification sismique a pour conséquence la prise en compte des contraintes imposées par les séismes dans le dimensionnement des matériels ;
- la qualification aux conditions d'ambiance accidentelle (température, pression, humidité, irradiation) a pour but de prouver, par des essais ou des analyses, que les matériels sont aptes à remplir leurs fonctions dans les conditions d'ambiance et sous les sollicitations auxquelles ils sont supposés être soumis.

Pour les matériels électriques de sûreté, trois catégories de qualification représentant des conditions "enveloppes" ont été définies :

- catégorie K1 : matériels installés dans l'enceinte de confinement, ayant à assurer leur fonction en situation accidentelle ;
- catégorie K2 : matériels installés dans l'enceinte de confinement, ayant à assurer leur fonction en situation normale ;
- catégorie K3 : matériels installés hors de l'enceinte de confinement.

Les conditions d'ambiance incluent les conditions normales, incidentelles et accidentelles ainsi que les sollicitations sismiques, selon les matériels et selon la catégorie de qualification.

Durant l'exploitation, il importe de pouvoir s'assurer de la pérennité de ces qualifications dans le temps. C'est 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 sont en cours de développement et de qualification pour répondre à de nouveaux besoins et exigences, notamment concernant le réacteur n° 3 de Flamanville de type EPR pour lequel les procédés qui seront mis en œuvre lors de la visite complète initiale devront être qualifiés.

Construction du réacteur EPR à Flamanville 3

- **Qualité de la construction et des montages sur site**

En application de l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base, dit « Arrêté INB » (chapitre II), EDF exerce une surveillance portant notamment sur l'exécution des activités importantes pour la protection des intérêts au sens du code de l'environnement : activités d'étude, de construction, de montage sur site et de fabrication des « EIP ».

L'ASN réalise des inspections inopinées ou planifiées sur le chantier.

Deux événements significatifs pour la sûreté relatifs à la construction de l'EPR Flamanville 3 ont été déclarés par EDF en 2015. Le premier était relatif à la précontrainte de l'enceinte interne du bâtiment réacteur ; le second portait sur des indications non conformes sur des pompes ASG lors de contrôles radiographiques complémentaires réalisés sur site.

- **Qualité des fabrications pour l'EPR**

Le suivi par EDF des fabrications pour le réacteur EPR regroupe à la fois la surveillance technique et le suivi des étapes des fabrications, depuis l'examen amont de la conformité contractuelle de la documentation technique des fournisseurs jusqu'aux inspections *in situ* en usines et sur le chantier de construction.

EDF réunit mensuellement ses équipes en charge de la surveillance des fabrications pour passer en revue les schémas industriels, faire l'état d'avancement des fabrications, analyser les chemins critiques correspondants et instruire en particulier les difficultés rencontrées.

Ces réunions permettent d'assurer la coordination et le suivi « qualité et délais » des fabrications, ainsi que les rapports d'avancement associés.

L'analyse et le contrôle de l'ASN relatifs à la qualité des fabrications des équipements sous pression nucléaire de l'EPR sont présentés au § 18.2.4.1.

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 niveaux dans différents domaines, dont la requalification 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)

Les ESPN sont soumis aux dispositions du chapitre VII du titre V du livre V du code de l'environnement issu de la loi n° 2013-619 du 16 juillet 2013 portant diverses dispositions d'adaptation au droit de l'Union européenne dans le domaine du développement durable.

Le décret n° 2015-799 du 1er juillet 2015 *relatif aux produits et équipements à risques*, qui fixe les modalités d'application de ce chapitre VII, entrera en vigueur le 19 juillet 2016 pour l'essentiel de ses dispositions relatives aux ESPN et sera complété par les dispositions figurant dans l'arrêté du 30 décembre 2015 *relatif aux*

équipements sous pression nucléaires. Jusqu'à cette date, les dispositions réglementaires en vigueur sont celles définies par le décret n° 99-1046 du 13 décembre 1999 *relatif aux équipements sous pression et par les textes pris pour son application* complété des dispositions figurant dans l'arrêté du 12 décembre 2005. Les principes de cette réglementation sont ceux de la « nouvelle approche » conformément à la directive européenne applicable aux équipements sous pression.

Les ESPN sont soumis à la fois au régime des INB et à celui des produits et équipements à risques.

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 par un organisme indépendant et compétent habilité par l'ASN. Cette évaluation de conformité concerne aussi bien les équipements destinés aux nouvelles installations nucléaires de base, telles que l'EPR de Flamanville 3, le réacteur de recherche Jules Horowitz 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.

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.

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.

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.

L'ASN et les organismes habilités ont réalisé en 2015 :

- 4 483 inspections pour contrôler la fabrication des ESPN destinés au réacteur EPR de Flamanville 3, ce qui a représenté 10 133 hommes.jours dans les usines des fabricants, ainsi que de leurs fournisseurs et sous-traitants ;
- 1063 inspections pour contrôler la fabrication de générateurs de vapeur de remplacement destinés aux réacteurs électronucléaires en exploitation, ce qui a représenté 3936 hommes.jours dans les usines des fabricants, ainsi que de leurs fournisseurs et sous-traitants.

La majorité de ces inspections a été réalisée par les organismes habilités, sous la surveillance de l'ASN.

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.

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.

Areva a transmis à l'ASN un dossier présentant la démarche qu'elle envisage pour justifier le caractère suffisant des propriétés mécaniques du matériau utilisé dans la fabrication du couvercle et du fond de la cuve du futur réacteur EPR de Flamanville 3. Cette démarche s'appuie notamment sur les résultats à venir d'un nouveau programme d'essais mécaniques et chimiques.

Après une instruction de ce dossier réalisée conjointement avec l'IRSN, l'ASN a réuni le 30 septembre 2015 le Groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires (GP ESPN). Le GP ESPN a remis à l'ASN un avis et ses recommandations.

Sur cette base, l'ASN a pris position le 12 décembre 2015 sur la démarche de justification des propriétés mécaniques du couvercle et du fond de la cuve de l'EPR de Flamanville 3 proposée par Areva.

Sous réserve de la prise en compte de ses observations et de ses demandes, l'ASN considère acceptable, dans son principe, la démarche proposée par Areva et ne formule pas d'objection au lancement du programme d'essais prévu.

Les résultats de ce programme d'essais seront un élément essentiel pour la prise de décision de l'ASN sur l'aptitude au service du couvercle et du fond de la cuve de l'EPR de Flamanville 3. Ce programme d'essais se déroulera en 2016.

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 autres matériels ou équipement sont étudiées :

- 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.

18.2.4.3 Réacteurs électronucléaires en exploitation

L'instruction des déclarations de modification 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° 2014-DC-0420 du 13 février 2014 relative aux modifications matérielles des installations nucléaires de base. 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.

En outre, les réexamens de sûreté 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. Afin de garantir que ces modifications conduisent dans les faits à une amélioration du niveau de sûreté, l'ASN a engagé en amont du 4e réexamen de sûreté des réacteurs de 900 MWe une évaluation approfondi de l'efficacité de l'organisation qu'EDF met en œuvre pour maitriser la conformité de ses installations et de leurs référentiels d'exploitation à la démonstration de sûreté. Les processus de l'exploitant qui encadrent la réalisation des examens de conformité des tranches (ECOT), les programmes d'investigations complémentaires (PIC), les dispositions de maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence et les essais particuliers à réaliser lors des visites décennales feront ainsi l'objet d'un examen particulier dans le cadre de la séance du groupe permanent d'experts consacré au retour d'expérience de l'exploitation sur la période 2012-2014.

18.3 Critères de conception

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 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 se propose 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 sante 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 substantielle, 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 règlementation ainsi que du retour d'expérience.

Enfin, selon des contextes particuliers, les critères de conception peuvent être revus à l'occasion de réévaluations de sûreté spécifiques.

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).

Sur divers sujets techniques concernant les INB, l'ASN a élaboré RFS ainsi que des guides (« guides de l'ASN ») (cf. Annexe 2).

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, définissent l'approche de sûreté ainsi que les exigences générales de sûreté que l'ASN considère acceptable d'appliquer pour la conception et la construction de nouveaux réacteurs.

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. Dans ce cadre, 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. Chap. 12).

Enfin, dans le cadre particulier des ECS, l'ASN a demandé à EDF de réaliser et réviser différentes études de conception relatives à la perte des alimentations électriques et perte des systèmes de refroidissement des réacteurs en construction et en exploitation.

18.3.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

18.3.2.1 Critères de conception (réacteurs existants et cas de l'EPR)

La démonstration de sûreté est basée sur un nombre limité d'événements représentatifs et de scénarios d'incidents ou d'accidents à prendre en compte au stade de la conception du réacteur, parmi ceux pouvant se produire pendant son exploitation ainsi que sur les divers états physiques du réacteur. Les événements initiateurs de transitoires sont regroupés en plusieurs catégories selon l'estimation de leur fréquence d'occurrence et de leurs conséquences potentielles pour l'environnement.

L'identification de ces événements et leur classement en catégories sont utilisés pour la conception des circuits primaire et secondaires et des systèmes de protection et de sauvegarde permettant de maîtriser ces situations, et donc de prévenir la survenue de conséquences inacceptables pour l'installation et son environnement.

Sur la base de la conception de l'installation et des principes de pilotage, l'analyse de la gestion des principales conditions de fonctionnement incidentelles et accidentelles est réalisée dans le rapport de sûreté.

Parallèlement à la maîtrise des événements initiateurs simples, une analyse des situations impliquant des défaillances multiples pouvant conduire à la fusion du cœur est effectuée sur la base des résultats de l'évaluation probabiliste de sûreté de la conception. Au titre de la défense en profondeurs, des lignes de défense complémentaires sont mises en place pour prévenir les situations de fusion de cœur et en limiter les conséquences.

Cas de l'EPR

- **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. La liste des conditions de défaillances multiples proposée dans cette analyse peut être révisée à l'occasion d'analyses détaillées lors de la mise à jour des évaluations probabilistes de sûreté.

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 ») dès la conception**

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 à la conception et 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 ;
- les autres situations d'accidents avec fusion du cœur sont traitées de manière que les conséquences radiologiques correspondantes, compte-tenu des dispositions retenues à la conception (récupérateur de corium, aspersion, EVU, isolement enceinte, systèmes de ventilation/filtration notamment), nécessitent de n'avoir recours qu'à des mesures de protection très limitées dans l'espace et dans le temps.

La démarche « Accidents graves » repose sur une démarche déterministe qui identifie a priori les phénomènes physiques consécutifs à la fusion du cœur pouvant affecter l'intégrité de la 3ème barrière de confinement, dont l'étude conduit à définir les dispositions de conception retenues. Parallèlement l'EPS de niveau 2 qui couvre l'ensemble des séquences de l'EPS de niveau 1 (hors agressions) conduisant à la fusion du cœur ou à des ruptures de gaines est réalisée ; elle permet d'évaluer la nature, l'importance et les fréquences des rejets hors de l'enceinte de confinement et complète l'approche déterministe des études « accidents graves » vis-à-vis des situations identifiées ci-dessus. Elle donne une confiance raisonnable dans la conformité de la conception aux objectifs généraux de sûreté.

18.3.2.2 Le retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi (réacteurs existants et EPR)

Perte des alimentations électriques

Chaque réacteur est capable de s'isoler du réseau de transport d'électricité via son transformateur de soutirage. Par ailleurs, il dispose également de sources internes de secours conventionnelles redondantes et capables d'alimenter les tableaux électriques indispensables au bon fonctionnement des matériels de sûreté (deux groupes Diesel électrogènes de secours sur les réacteurs du parc en exploitation et quatre groupes électrogènes principaux et deux groupes électrogènes d'ultime secours sur le réacteur EPR).

Chaque centrale nucléaire dispose également d'une source d'énergie interne de secours supplémentaire dont la technologie diffère suivant le palier auquel elle appartient.

Des batteries électriques, d'une autonomie d'une heure sur les réacteurs du parc en exploitation et de deux heures sur le réacteur EPR, permettent en outre d'assurer et de garantir la continuité de l'alimentation électrique de certains équipements importants lorsque les groupes électrogènes ne sont pas en fonctionnement.

En cas de perte des sources électriques externes et des sources internes de secours précitées, et afin d'alimenter certains matériels critiques pour la gestion de cette situation, des équipements spécifiques sont prévus :

- sur chaque réacteur du parc en exploitation, une ultime source d'énergie électrique de type turbo-alternateur alimenté par la vapeur des générateurs de vapeur ;
- sur le réacteur EPR, deux groupes diesels électrogènes d'ultime secours et, en cas de perte totale des alimentations électriques, deux distributions électriques séparées alimentées par des batteries dédiées à cette situation (dites batteries « 24 heures »).

De manière synthétique, EDF a proposé les dispositions suivantes vis-à-vis du risque de perte des alimentations électriques pour les réacteurs du parc en exploitation :

- un groupe électrogène, robuste aux agressions, appelé DUS « Diesel d'Ultime Secours » sera implanté sur chaque réacteur avant fin 2018 ;
- en attendant l'implantation du DUS, un petit groupe électrogène permettant d'alimenter le contrôle commande nécessaire en cas de perte de sources internes et externes et l'éclairage de la salle de commande a été mis en place sur chaque réacteur depuis fin juin 2013 (cf. § 17.2.1), conformément à la prescription de l'ASN ;
- la possibilité d'assurer un appoint ultime en eau de certains réservoirs (réservoir d'eau borée du circuit primaire (bâche PTR), réservoir d'eau alimentaire (bâche ASG)) et de la piscine d'entreposage du combustible est prise en compte par les moyens mobiles et la mise en place de piquages FARN complémentaires.

Pour le réacteur EPR, EDF a intégré à la conception, au titre de la prise en compte des scénarios du noyau dur, une disposition permettant de prolonger l'autonomie les 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 rendant l'EPR robuste à d'autres scénarios ont également été retenues dès la conception :

- 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'initiateur ;
- ajout d'un dispositif mobile et indépendant (de type motopompe) d'appoint en eau dans le bâtiment réacteur.

Perte des systèmes de refroidissement ou de la source froide

Chaque station de pompage sur les réacteurs du parc en exploitation possède deux voies redondantes séparées géographiquement. La station de pompage de l'EPR de Flamanville 3 est constituée de quatre trains indépendants, séparés géographiquement.

Les réacteurs en exploitation du parc et l'EPR sont dimensionnés pour une autonomie vis-à-vis d'une perte de source froide de 100 heures au moins.

Si l'agression de la source froide affecte simultanément tous les réacteurs d'un site, l'objectif d'autonomie est de 24 heures pour les sites bord de mer et de 60 heures pour les sites bord de rivière en cas d'agression non prédictible, et de 72 heures en cas d'agression prédictible auquel cas, notamment, un remplissage préventif au maximum des bâches peut être effectué.

Les équipements de la station de pompage sont soumis à des exigences de sûreté, définies dans le référentiel de sûreté de la station de pompage.

Aucun réacteur, hormis l'EPR de Flamanville 3 en construction, ne dispose de source froide alternative. Toutefois, certains sites ont par conception une réserve d'eau plus importante.

En réponse à une prescription de l'ASN à la suite des ECS, l'exploitant a réalisé une revue globale de la conception de la source froide des réacteurs vis-à-vis des agressions ayant un impact sur l'écoulement et la qualité de l'eau et du risque de colmatage de la source froide. Les résultats de cette revue de conception ont été transmis à l'ASN dans les délais impartis (fin juin 2012). L'exploitant a identifié les

solutions qu'il propose pour remédier aux fragilités décelées dans les analyses de robustesse. Ces évolutions sont en cours d'intégration sur les réacteurs.

Certaines dispositions prises immédiatement et utilisant du matériel existant sur le site permettent de compenser momentanément la perte de la source froide jusqu'à sa restauration. Ces dispositions comprennent :

- la mise en œuvre d'une procédure de conduite permettant l'utilisation de l'inertie thermique de la bâche PTR comme source froide de secours ;
- le maintien d'une pompe de charge pour assurer un appoint en eau borée et dépressuriser le réacteur par l'aspersion auxiliaire ;
- la réalimentation de la bâche ASG afin de permettre l'évacuation à long terme de la puissance résiduelle par les générateurs de vapeur.

En situation de perte totale de la source froide et lorsque le circuit primaire est fermé, l'évacuation de la puissance résiduelle du cœur du réacteur est assurée par le circuit secondaire. EDF identifie alors un effet falaise par suite d'épuisement des réserves en eau permettant l'alimentation de secours des GV. Ce délai est évalué à « plusieurs jours ». EDF considère que la source froide aura été rétablie dans tous les cas avant le découvrement du cœur. Dans les situations où le circuit primaire n'est pas pressurisable, la puissance résiduelle est évacuée par vaporisation de l'eau de la piscine du réacteur dans l'enceinte.

L'EPR dispose par ses moyens propres d'une autonomie en eau d'au moins 100 heures.

Dans toutes les configurations étudiées par EDF, tant pour les réacteurs que pour les piscines, le délai estimé avant la situation redoutée (le découvrement du combustible) est supérieur au délai estimé par EDF de restitution de la source froide. Cependant, EDF a proposé un moyen d'appoint d'ultime secours, robuste aux agressions considérées dans les ECS, propre à chaque réacteur, qui puisera de l'eau dans la nappe phréatique ou dans des bassins de forte capacité à l'aide d'une motopompe autonome ou d'une pompe électrique secourue par le Diesel d'ultime secours. EDF a précisé que ce système sera implanté en phase 2 (cf. § 6.3.1.3), en liaison avec la mise en place du Diesel d'ultime secours sur les réacteurs.

En réponse à une prescription de l'ASN à la suite des ECS, EDF a réalisé des études sur les exigences assignées aux matériels nécessaires à la maîtrise des situations de perte totale de la source froide et les propositions d'évolution du référentiel de sûreté et de renforcement des installations en découlant pour faire face à ces situations, en particulier dans les scénarios de longue durée.

La situation de cumul de la perte totale de la source froide et de la perte totale des alimentations électriques n'a pas d'impact supplémentaire par rapport à cette dernière seule. En effet, la situation de perte des alimentations électriques provoque la perte totale de la source froide.

Gestion de crise

EDF a entrepris la construction, sur chaque site, d'un nouveau centre de crise local (CCL) robuste à des niveaux d'agression extrêmes. Les CCL permettront 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 très récente, ayant intégré le retour d'expérience acquis sur les autres réacteurs expérimentaux, la démarche des ECS a conduit le CEA à identifier des possibilités

d'améliorations qui pourraient être mises en œuvre, malgré le caractère avancé de la construction. L'ASN a ainsi considéré que certaines propositions 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 à la mitigation des conséquences d'éventuelles situations accidentelles. L'ASN a dans ce cadre publié par décision ASN n° 2012-DC-0294 du 26 juin 2012 un certain nombre de prescriptions complémentaires. En septembre 2012, le CEA a proposé son « noyau dur » pour le RJH ; l'ASN a prescrit la mise en place des dispositions associées par décision ASN n° 2015-DC-0477 du 8 janvier 2015.

Afin de faciliter le contrôle de l'avancement de la construction de ce réacteur, le CEA transmet trimestriellement, en application de la décision fixant les prescriptions pour la conception et la construction du RJH (décision ASN n° 2011-DC-0226 du 27 mai 2011), un rapport d'avancement trimestriel du projet. Ce document permet d'identifier les activités ou points particuliers que l'ASN estime nécessaire d'intégrer à ses contrôles, par sondage, lors de ses inspections.

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 outre sur la fabrication des ESPN qui feront partie de la chaudière nucléaire (cf. § 18.2).

Pour ce qui concerne le management de la qualité associée aux activités de conception et de fabrication (hors EPSN) dans les ateliers des fournisseurs de structures, systèmes et composants du réacteur n°3 de Flamanville de type EPR, 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 et présentait des améliorations par rapport aux années précédentes.

18.3.4.1.1 Examen de la conception détaillée

Au stade de la conception, 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 rapport préliminaire de sûreté. 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 électronucléaires. L'examen de la conception détaillée des équipements sous pression nucléaires est réalisé dans le cadre de leur évaluation de conformité.

Examen technique d'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 préliminaires au

dépôt du dossier de demande d'autorisation de mise en service, ou postérieurement à ce dépôt, figurant dans le dossier demande d'autorisation de mise en service ou dans sa documentation support.

De 2013 à 2015, l'ASN et l'IRSN ont ainsi examiné la conception détaillée de 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.

Par ailleurs, en 2014 et 2015, quatre réunions du GPR ont été dédiées à Flamanville 3. Elles ont été consacrées aux EPS 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 et aux accidents graves et à leurs conséquences radiologiques.

Contrôle de la qualité des études de conception et de la fabrication

En complément de l'examen technique d'études de conception détaillée, l'ASN a mené de 2013 à 2015 des inspections dans les services d'ingénierie en charge de la réalisation des études de conception détaillées et de la surveillance des fabrications.

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 et présentait des améliorations par rapport aux années précédentes.

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.

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 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 capitaliser l'expérience acquise par chacun des acteurs au cours de la construction de ce nouveau réacteur ;
- de s'assurer que le programme des essais de démarrage est satisfaisant, correctement mis en œuvre et que les résultats attendus sont obtenus ;
- de veiller à la bonne préparation des équipes en charge du fonctionnement de l'installation après sa mise en service.

Tableau 12 : Inspections réalisées sur le site de construction du réacteur n° 3 de Flamanville

Année	Inspections réalisées	Principaux thèmes

2013	22	Génie civil des bâtiments et des structures, montages mécaniques ou électriques des systèmes et des composants, montages des systèmes de contrôle-commande, organisation prévue pour les essais de démarrage, contrôle non destructif des soudures, radioprotection des travailleurs, protection de l'environnement, impact des activités du chantier sur les réacteurs 1 et 2 lors de la pose du dôme du bâtiment réacteur et surveillance des prestataires
2014	21	Génie civil des bâtiments et des structures (en particulier la précontrainte de l'enceinte interne), montages mécaniques ou électriques des systèmes et des composants, montages des systèmes de contrôle-commande, contrôles non destructifs des soudures, radioprotection des travailleurs, protection de l'environnement, premiers essais de démarrage, traitement des écarts, gestion des modifications et surveillance des prestataires
2015	20	Génie civil des bâtiments et des structures (en particulier la précontrainte de l'enceinte interne), montages mécaniques ou électriques des systèmes et des composants (notamment les gros composants du circuit primaire), contrôles non destructifs, radioprotection des travailleurs, organisation et management de la sûreté au sein du chantier et au sein de l'équipe d'exploitation du futur réacteur, protection de l'environnement, réalisation des essais de démarrage, réception et installation des équipements sous pression non nucléaires.

De manière plus précise, l'ASN a porté en 2015 une attention particulière sur les sujets suivants :

- le maintien d'une stratégie de conservation des équipements et des structures présents sur le chantier jusqu'à la mise en service de Flamanville 3. En raison des reports annoncés par EDF pour la mise en service du réacteur, l'ASN veille à ce qu'EDF continue à apporter une attention particulière à la définition et au respect d'exigences associées à la conservation des équipements déjà installés et des structures construites. L'ASN examine régulièrement ce point lors de ses inspections en veillant notamment à la prise en compte des risques associés aux co-activités liées à l'intervention simultanée de plusieurs corps de métier dans les bâtiments ;
- le traitement par EDF d'écarts survenus lors des opérations de précontrainte. La mise en précontrainte conditionne le respect des exigences liées à la tenue de l'enceinte interne en situation accidentelle, sur lequel l'ASN est particulièrement vigilante. Les opérations de mise en précontrainte ont donné lieu à des écarts concernant la mise en tension des câbles et le remplissage des gaines en coulis. L'ASN a été attentive à la mise en œuvre du plan d'action défini par EDF pour traiter ces écarts et empêcher leur renouvellement ;
- la poursuite des activités de montage du circuit primaire principal et le traitement de plusieurs écarts de réalisation. Ce circuit contient le cœur du réacteur et revêt à ce titre une importance de premier plan pour la sûreté. Pour ce qui concerne les activités d'EDF, l'ASN a examiné la surveillance exercée par EDF sur les intervenants extérieurs participant au montage du circuit primaire, et notamment son fabricant AREVA NP. À ce titre, l'ASN veille notamment au respect des exigences de propreté des chantiers et à la gestion adéquate par EDF des co-activités à proximité des équipements ;
- la préparation et la réalisation des premiers essais de démarrage des équipements de ventilation et la prise en compte du retour d'expérience pour la poursuite des essais en station de pompage.

Les essais de démarrage doivent contribuer à la démonstration que les structures, systèmes et composants du réacteur respectent les exigences qui leur sont assignées ;

- la préparation à l'exploitation du réacteur Flamanville 3 par l'entité d'EDF qui en sera chargée après sa construction. Cette entité est actuellement composée de plus de 400 agents. En vue de la mise en service du réacteur, EDF poursuit un processus permettant de transférer progressivement la responsabilité du fonctionnement des structures, systèmes et composants depuis l'entité en charge des activités de construction et des opérations de démarrage du réacteur vers l'entité en charge de son exploitation future. Les étapes de ce processus permettent aux futurs personnels d'exploitation de parfaire leurs compétences, de se familiariser avec les équipements du réacteur, d'élaborer la documentation d'exploitation et de développer les outils adéquats. À travers son contrôle, l'ASN vérifie si les futures équipes d'exploitation tirent profit du retour d'expérience et des meilleures pratiques mises en œuvre dans les centrales nucléaires d'EDF et si elles s'approprient au mieux le fonctionnement des matériels pendant la construction du réacteur et les essais de démarrage des systèmes.

Il ressort de ces contrôles que l'organisation mise en place par EDF est restée globalement satisfaisante. L'ASN estime cependant que EDF devra veiller à la rigueur apportée au traitement des écarts rencontrés pendant les essais de démarrage afin notamment de statuer sur la représentativité des essais réalisés et sur l'acceptabilité de leur résultat. EDF devra par ailleurs rester vigilante à la bonne conservation des équipements déjà installés.

18.3.4.1.2 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 paragraphe 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, lors de ses inspections.

L'accord du 7 novembre 2007 relatif au siège et aux privilèges et immunités de l'Organisation ITER sur le territoire français a défini les modalités d'application au projet ITER de l'ensemble de la législation et de la réglementation française en matière de sûreté nucléaire et la radioprotection. 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 cet accord. Les inspections réalisées par l'ASN traitent majoritairement de la construction-conception et de la surveillance des intervenants extérieurs par l'exploitant.

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 du décret n° 2007-1557 « procédures INB », 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 loi et les textes pris pour son application, 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.

Le décret procédures INB s'applique également à la mise en service des réacteurs de recherche.

19.1.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

19.1.2.1 Mise en service de réacteurs d'EDF

Les essais de mise en service comportent :

- des essais préliminaires : essais à blanc, essais de rotation des pompes, mise en propreté des circuits ;
- des essais d'ensemble, aux différents stades d'avancement dans la mise en service.

Les essais de mise en service 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 pour la mise en service de la fonction ainsi que les critères à respecter.

L'analyse par le site et les centres d'ingénierie des résultats obtenus peut conduire à des reprises d'essais. La coordination et la planification des essais sont assurées par un groupe formé par l'exploitant et les constructeurs.

En principe, une commission d'essais sur site se réunit à chaque passage important d'une phase d'essais d'ensemble à une autre. Elle regroupe l'exploitant et les constructeurs.

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 et met en place un important volume de formation pour développer les compétences du personnel avant le démarrage.

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 se poursuit également 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 déjà engagé et s'appuie sur des contrôles de conformité détaillés.

Un premier exercice de réception à blanc de combustible neuf a été réalisé fin 2015 démontrant la capacité de l'exploitant à recevoir le combustible.

Les premiers exercices mettant en œuvre une partie de l'organisation de crise intégrant le retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi ont été réalisés fin 2015. La préparation de l'exploitation se poursuivra en 2016 et 2017 autour de :

- la finalisation de la documentation d'exploitation ;
- une participation aux essais de démarrage en collaboration étroite avec le concepteur ;
- la prise en main progressive de l'exploitation de l'installation au fur et à mesure des transferts ;
- la préparation aux évaluations de démarrage internationales (pre-start up WANO et pre-operational OSART AIEA) ;
- 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

L'autorisation de mise en service est assortie de la notification de prescriptions que l'exploitation s'attache à vérifier avant le démarrage effectif de l'installation.

Des essais de commission sont également 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, l'ASN a reçu 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 confirmé que l'ensemble des pièces exigées par la réglementation étaient formellement présentes mais 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 concernent 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 recevoir du combustible dans le périmètre de l'installation et réaliser certains tests. Un examen préliminaire de ce dossier a aussi 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.

Enfin, en 2013, l'ASN a complété les prescriptions techniques applicables à Flamanville 3 par des prescriptions relatives à la préparation et au déroulement des futurs essais de démarrage (cf. décision 2013-DC-0347). Ces essais visent à vérifier que le comportement réel de l'installation est bien le même que celui prévu dans les études de sûreté. Les prescriptions techniques de l'ASN visent à préciser les modalités à suivre pour définir les essais et justifier leur suffisance, rédiger la documentation nécessaire pour la réalisation des essais puis réaliser les essais. Par ailleurs, les prescriptions précisent les éléments à transmettre à l'ASN pour qu'elle puisse suivre l'avancement du programme d'essais et être informée des éventuels écarts rencontrés.

L'ASN instruit par sondage et avec l'aide de l'IRSN les programmes d'essais de démarrage prévus à Flamanville 3. Par ailleurs, les premiers essais préliminaires ayant été réalisés à l'automne 2014, l'ASN réalise régulièrement depuis cette date des inspections pour vérifier le respect des prescriptions de la décision 2013-DC-0347.

19.1.4.2 Les réacteurs de recherche

En 2015, l'ASN a autorisé, selon une procédure très proche d'une mise en service, la divergence du réacteur Cabri modifié, après de longs travaux du CEA pour modifier la boucle sodium en boucle à eau sous pression.

Dans le cadre des suites des autorisations de création pour les installations ITER et RJH, des démonstrations complémentaires ont été demandées ou prescrites par l'ASN qui a fixé pour certaines d'entre elles une échéance à la date de mise en service (partielle ou totale) de ces installations. Les articles 4 et 20 du décret du 2 novembre 2007 portant sur la procédure d'autorisation de mise en service d'une INB prévoient la transmission de pièces de l'exploitant à l'ASN un an avant la date d'autorisation envisagée pour la mise en service.

19.2 Le domaine d'exploitation des INB

Conformément au décret du 2 novembre 2007, 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 de sûreté issues 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 fait l'objet d'une instruction avant sa mise en œuvre si ladite modification a une incidence sur le niveau de sûreté de l'installation.

19.2.1 Les demandes de l'ASN

19.2.1.1 Les demandes de l'ASN pour les réacteurs électronucléaires

Les RGE des réacteurs électronucléaires comportent plusieurs chapitres dont les principaux sont :

- le chapitre III qui décrit les Spécifications Techniques d'Exploitation (STE) qui délimitent le domaine de fonctionnement normal du réacteur. Les STE précisent également la conduite à tenir en cas de franchissement de ces limites. Elles identifient aussi les matériels requis en fonction du domaine d'exploitation du réacteur et indiquent les actions à mettre en œuvre en cas de dysfonctionnement ou d'indisponibilité de ces matériels.
- le chapitre VI qui comprend les procédures de conduite en situation d'incident ou d'accident. Il prescrit la conduite à adopter dans ces situations pour maintenir ou restaurer les fonctions fondamentales de sûreté et ramener le réacteur dans un état sûr.
- le chapitre IX qui définit les programmes de contrôles et d'essais périodiques des matériels et systèmes importants pour la sûreté mis en œuvre pour vérifier leur disponibilité. En cas de résultat non satisfaisant, la conduite à tenir est précisée par les STE.
- le chapitre X qui définit le programme des essais physiques relatifs au cœur des réacteurs qui permettent d'assurer la surveillance du cœur pendant le redémarrage et l'exploitation du réacteur.

EDF peut être amenée à modifier de manière pérenne les STE pour intégrer son retour d'expérience, améliorer la sureté de ses installations, améliorer ses performances économiques ou intégrer les conséquences des modifications matérielles.

Dans des circonstances particulières, si EDF est amenée à s'écarter de la conduite normale imposée par les STE, ceci constitue un écart qui doit être déclaré à l'ASN.

L'ASN s'assure également de la justification des modifications temporaires et réalise chaque année un examen approfondi de ces dernières, sur la base d'un bilan établi par EDF. Aussi EDF est-elle tenue :

- de réexaminer périodiquement la motivation des modifications temporaires afin d'identifier celles qui justifieraient une demande de modification permanente des STE ;
- d'identifier les modifications génériques, notamment celles liées à la réalisation de modifications matérielles nationales et d'essais périodiques.

En 2014, l'ASN a autorisé EDF à mettre en place un système d'autorisation interne qui lui permet d'instruire en toute autonomie les modifications temporaires des STE qui présentent une incidence mineure sur la sûreté. La mise en œuvre des modifications temporaires des STE qui n'entrent pas dans le périmètre du système d'autorisation interne reste soumise à l'accord préalable de l'ASN.

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 électronucléaire, qui est présenté précédemment. Par ailleurs, des exploitants de réacteurs de recherche utilisent également la disposition réglementaire (article 27 du décret

n° 1557-2007) qui prévoit la possibilité pour l'ASN de dispenser un exploitant de la procédure de déclaration des modifications de ses installations. Cela reste possible seulement pour des opérations d'importance mineure, et à la condition que l'exploitant institue un dispositif de contrôle interne présentant des garanties de qualité, d'autonomie et de transparence suffisantes.

19.2.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

Pour chaque domaine d'exploitation, les STE définissent le domaine de fonctionnement à respecter, c'est-à-dire les limites des paramètres physiques à respecter ainsi que les fonctions de sûreté qui doivent être disponibles. Un matériel ou système est disponible si et seulement si on peut démontrer qu'il est capable d'assurer les fonctions qui lui sont assignées avec les performances requises (délai de mise en service notamment) :

- en particulier, les équipements auxiliaires nécessaires à son fonctionnement et à son contrôle-commande sont eux-mêmes disponibles ;
- les programmes d'essais périodiques des RGE relatifs à ces équipements ou ces systèmes sont effectués normalement (respect de la périodicité, tolérance incluse, et du mode opératoire) et les résultats sont satisfaisants.

Une indisponibilité peut être :

- fortuite : découverte inopinée d'une anomalie de fonctionnement du matériel concerné ;
- programmée : sa périodicité et sa cause sont connues et préétablies (réalisation du programme de maintenance préventive ou d'essais périodiques) ;
- autre : ni fortuite ni programmée. C'est le cas des indisponibilités occasionnées par la réalisation d'une modification par exemple.

L'existence d'une non-conformité à une règle des STE (dépassement d'une limite d'un domaine d'exploitation, indisponibilité d'un matériel requis) 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 où l'événement n'affecte pas ou affecte moins la sûreté du réacteur. On passe du domaine d'exploitation initial à l'état de repli en appliquant les procédures d'exploitation normale.

Les manœuvres de passage en état de repli doivent impérativement commencer dans le délai requis « d'amorçage » qui laisse le temps pour faire un diagnostic, évaluer la situation, envisager une réparation, préparer le passage en état de repli. Un délai de réparation est autorisé pour intervenir et retrouver la disponibilité du matériel requis.

Depuis septembre 2014, EDF a mis en place, dans le cadre de l'article 27 du décret 2007-1557 du 02/11/2007 et après autorisation de l'ASN, un Système d'Autorisation Interne pour les Modifications Temporaires des STE (SAI MT STE) dont la mise en œuvre est cadrée par une note d'organisation qui définit en particulier les critères d'éligibilité.

Toute dérogation aux STE qui n'est pas éligible au SAI doit faire l'objet d'un accord de l'ASN.

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 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 justification.

Un système d'autorisations internes a été mis en place pour les opérations à caractère mineur.

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 éventuels ont été pris en compte et la sûreté globale est maîtrisée.

Un guide de conception technique rédigé par la DPSN définit les règles de conception et de construction, 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.

L'exploitation des dispositifs est liée à une autorisation qui est donnée.

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

Voir le § 17.3.

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 des inspections dans les centrales nucléaires, l'ASN s'attache à vérifier :

- le respect des STE et, le cas échéant, des mesures compensatoires associées aux modifications temporaires ;
- la qualité des documents d'exploitation normale, tels que les consignes de conduite et les fiches d'alarme, et leur cohérence avec les STE ;
- la formation des agents à la conduite du réacteur.

Si la démarche d'intégration périodique du retour d'expérience des modifications temporaires récurrentes des STE mise en œuvre depuis 2010 par EDF vise à renforcer la stabilité du référentiel d'exploitation des réacteurs pour en faciliter l'appropriation par les opérateurs concernés, l'ASN note en 2015 un accroissement des modifications d'ampleur de ce référentiel concomitantes à la prise en compte du retour d'expérience d'exploitation Dans ces conditions, l'atteinte de l'objectif de stabilité apparaît compromise alors même que s'annoncent de nouvelles modifications profondes de ce référentiel à l'horizon du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe. La préparation et l'intégration des modifications des STE doivent donc faire l'objet d'une vigilance accrue.

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 les actions mises en œuvre par EDF pour remédier à ces non-conformités.

Le dispositif d'autorisation interne mis en œuvre par EDF a fait l'objet d'un contrôle par l'ASN en 2015.

19.2.4.2 Le contrôle et l'analyse de l'ASN pour les réacteurs de recherche

Des inspections sont également menées sur 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. La prise en compte des FOH dans la révision de ces procédures est en progrès.

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 et en particulier la définition des 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 sont exploités conformément aux RGE (cf. § 19.2).

D'autres documents subsistent pour les réacteurs électronucléaires tels que ceux décrivant les actions de contrôle en service et de maintenance à mettre en œuvre sur les matériels.

Plusieurs méthodologies de maintenance ont été élaborées par EDF et ont fait l'objet d'un examen par l'ASN, réalisé avec le soutien technique de l'IRSN.

Circuits primaire et secondaires principaux

Les circuits primaire et secondaires principaux font l'objet d'essais non destructifs en service et font l'objet d'une requalification complète tous les 10 ans.

L'ASN s'assure que les contrôles techniques périodiques relatifs à ces éléments définis par l'exploitant sont pertinents et font l'objet d'une amélioration continue.

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 et dans la mesure où la disponibilité initiale a été garantie :

- la disponibilité des matériels et des systèmes classés de sûreté (cf. 19.2.2) ;
- 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 systèmes élémentaires classés importants pour la sûreté (IPS) de l'installation nucléaire. Les systèmes IPS 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.

En 2006, EDF a engagé un plan d'action destiné à renforcer la qualité des programmes d'essais périodiques et à mieux prendre en compte les inexactitudes de mesure, utilisant le retour d'expérience de 20 années d'exploitation. Les dernières évolutions documentaires liées à ces améliorations sont intégrées dans le cadre des révisions pluriannuelles des programmes d'essais périodiques.

19.3.2.2 Maintenance

La politique de maintenance de EDF relative au parc nucléaire en exploitation est structurée de façon à fiabiliser les matériels et systèmes, à renforcer la compétitivité et à préparer l'avenir, pour garantir, pendant toute la vie de l'installation, que les EIP sont en capacité à assurer les fonctions qui leur sont assignées vis-à-vis des sollicitations et des conditions d'ambiance associées aux situations dans lesquels ils sont nécessaires, conformément à son Dossier d'Autorisation de Création.

Ses objectifs opérationnels sont les suivants :

- Élaborer les programmes, les exigences de maintenance et les spécifications chimiques pour garantir la fiabilité requise des systèmes, structures et composants sur la durée de fonctionnement des réacteurs ;
- Maintenir et surveiller les systèmes, structures et composants, et garantir la réalisation des activités de maintenance et de suivi à bon escient et en qualité, dans le respect des programmes ;
- Maintenir la qualification des matériels aux conditions accidentelles ;
- Assurer la disponibilité des pièces de rechange, traiter l'obsolescence des matériels et assurer la pérennité des capacités industrielles ;
- Maitriser le vieillissement et la fiabilité des matériels, de façon à minimiser autant que raisonnablement possible les défaillances des composants d'importance critique pour le respect des intérêts protégés et le fonctionnement de l'installation, et à maintenir les défaillances des composants et fonctions d'importance significative à une valeur acceptable. Un processus itératif d'amélioration continue est mis en place ; il vise à analyser les dégradations ou défaillances survenues, de façon à optimiser la maintenance réalisée ;
- Assurer la réalisation des opérations de maintenance en cohérence avec une stratégie industrielle définie et pérenne.

Organisation de la maintenance

Le respect de la réglementation et des exigences des intérêts protégés, associé à la prise en compte des enjeux liés à l'exploitation du Parc Nucléaire, conduit à réaliser certaines actions de maintenance préventive.

Les actions de maintenance préventive sont :

- Issues du domaine réglementaire. Ce domaine couvre en particulier :
  - la surveillance en exploitation du circuit primaire principal et des circuits secondaires principaux ;
  - la surveillance en exploitation des ESPN ;
  - la surveillance en exploitation des autres équipements sous pression ;
  - les contrôles en exploitation visant à prévenir et limiter les nuisances et les risques externes résultant de l'exploitation des INB ;
  - la surveillance et l'entretien des matériels répondant aux obligations mentionnées au titre du code du travail, du code de la santé publique ou du code de l'environnement ;
- Imposées par le maintien de la qualification aux conditions accidentelles ;
- Issues des orientations que se fixe l'exploitant. Elles sont définies à partir de la mise en œuvre de différentes méthodologies, selon la nature des matériels, équipements et structures (méthodes OMF (optimisation de la maintenance par la fiabilité), AP913 (Advanced process 913, méthode d'optimisation de la fiabilité des matériels), doctrines de maintenance).

Objectifs des programmes de 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).

Les activités de maintenance préventive des matériels et systèmes EIP à fort enjeu sont définies dans des programmes de base de maintenance nationale qui spécifient la nature et la consistance des tâches et la périodicité de ces actions. Les programmes 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 des programmes locaux de maintenance préventive, complémentaires aux éventuelles prescriptions décidées par la direction de la DPN, qu'il juge nécessaire, en s'appuyant sur son organisation qualité et son analyse du REX.

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.

Les programmes de maintenance préventive sont donc des règles dont l'application vise à prévenir les défaillances d'un système, d'une structure ou d'un composant, en fonction de son importance pour les intérêts protégés et les enjeux de l'exploitant.

Programmation des activités de maintenance

Les activités de maintenance préventives sont programmées selon un échéancier respectant leurs conditions de réalisation (réacteur en marche ou visite périodique notamment) et leur périodicité.

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 et d'une analyse formalisée :
  - Le traitement d'un écart est réalisé selon une approche proportionnée aux enjeux. Le traitement d'un écart consiste à déterminer les causes techniques, organisationnelles et humaines, à définir les actions curatives et, le cas échéant, les actions correctives et préventives, à les mettre en œuvre et à en évaluer l'efficacité. Pour les écarts d'importance mineure, le maintien en l'état ou la réalisation d'actions curatives peuvent être jugés suffisants sans préjuger de l'examen de l'éventuel caractère générique de l'écart.
- élaboration d'un compte-rendu d'intervention afin de capitaliser le retour d'expérience.

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,…) à une maille de temps adaptée aux enjeux et exigences d'exploitation. Il est valorisé dans le cadre du suivi des performances des matériels pour améliorer les référentiels et les pratiques de maintenance.

Maitrise du vieillissement

Au titre de la défense en profondeur, à partir de la préparation des 3èmes visites décennales, 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 la suffisance 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 règlementaires, 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.

Un guide de conception technique rédigé par la DPSN du CEA définit les règles de conception et de construction, 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.

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 périodicité est précisément définie et peut être calendaire ou événementielle.

La réalisation satisfaisante de ces essais, conformément à leur périodicité, 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

En 2015, plusieurs activités, encadrées par des documents prescriptifs, telles que la réalisation d'essais périodiques ont été à l'origine d'événements significatifs. Les causes profondes de ces événements 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 ni de cette documentation. L'ASN retient également la nécessité de réduire les interprétations possibles et de prendre en compte l'hétérogénéité des savoirs et des savoir-faire des acteurs concernés. La préparation et l'intégration des modifications des RGE doivent faire l'objet d'améliorations.

Cette situation est révélatrice de l'insuffisance de l'implication des services centraux dans le suivi de l'intégration du prescriptif sur les centrales nucléaires. Elle témoigne également d'une gestion du REX externe encore trop fragile, entre les sites et vis-à-vis des services centraux d'EDF et met notamment en évidence la nécessité de renforcer la boucle de REX au niveau national pour améliorer le processus d'élaboration documentaire.

Concernant les essais périodiques, les efforts en matière de maîtrise de planification, préparation et de réalisation doivent être maintenus. Par ailleurs, tant l'analyse préalable de l'opération que l'interprétation des résultats obtenus doivent être renforcés. Par ailleurs, 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.

19.3.4.1.2 Les activités de maintenance

L'ASN note globalement une stabilité du nombre des défauts de qualité associés aux activités de maintenance détectés. Cependant l'ASN constate que les intervenants doivent faire face aux contraintes liées à l'organisation du travail, la préparation de certaines activités et à la planification et la coordination des chantiers, qui provoquent des retards ou des reports d'activités.

L'ASN note qu'EDF a mis en œuvre un plan d'action pluriannuel spécifique visant à renforcer la maîtrise des activités programmées et réalisées lors des arrêts pour maintenance des réacteurs électronucléaires. Si ce plan d'action permet une gestion plus sereine des phases de préparation et de réalisation des interventions par l'exploitant, l'ASN estime que les efforts d'EDF doivent être poursuivis dans la durée, notamment 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 de Fukushima-Daiichi, qui entraîne une augmentation du volume des activités de maintenance, et d'un important renouvellement des compétences.

En ce qui concerne la mise en œuvre des méthodes de maintenance par les sites, l'ASN considère que la situation d'EDF est perfectible et que des constats récurrents demeurent :

- les défauts de maîtrise des activités concernant l'approvisionnement des pièces de rechange et la réparation des matériels, bien qu'en diminution, restent persistants ;
- des retards dans la réalisation de contrôles ou dans l'intégration documentaire de nouveaux programmes de maintenance conduisent à une détection tardive d'écarts ou de dégradations de matériels ;
- la gestion du maintien de la qualification des équipements aux conditions accidentelles ainsi que dans les opérations de requalification de ces matériels est variable selon les sites.

Depuis 2010, EDF déploie une nouvelle méthodologie de maintenance, l'AP-913 (cf. § 19.3.2.2). Le principal intérêt de cette méthode est de viser une amélioration de la fiabilité des matériels par leur suivi en service afin d'améliorer la maintenance préventive et par la mutualisation entre les centrales des pratiques de maintenance. Toutefois, l'ASN considère que des actions volontaristes doivent être engagées auprès des centrales pour permettre la bonne mise en œuvre de cette nouvelle méthode et

assurer son efficacité. En particulier, EDF doit encadrer davantage la mise en œuvre de l'AP-913 sur ses différentes centrales et allouer à cette mission les effectifs nécessaires. Par ailleurs, EDF doit s'assurer que l'ensemble des intervenants respectent les méthodes préconisées pour le renseignement des indicateurs de suivi des matériels, la préparation, la réalisation et le compte-rendu des visites de terrain et la traçabilité des décisions 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.

Cependant, outre l'obsolescence, l'ASN estime qu'EDF doit renforcer sa gestion du maintien de la qualification aux conditions accidentelles des matériels. L'ASN note qu'EDF a lancé en 2011 un plan d'actions concernant la maîtrise des exigences de qualification aux conditions accidentelles des matériels et pièces de rechange ; l'ASN en suivra avec attention la mise en œuvre effective.

La première barrière (gaine du combustible)

L'ASN considère qu'en 2015 la situation dans le domaine de la première barrière est globalement en progrès, même si elle reste perfectible sur certains points. En particulier, il a été constaté que l'organisation mise en place pour éviter l'introduction de corps étrangers dans le circuit primaire a de nouveau progressé cette année.

En 2014, à la suite d'une demande de l'ASN, EDF a adopté des mesures limitant l'oxydation des gaines en alliage Zircaloy-4 et restreignant au strict nécessaire les mouvements de grappes absorbantes dès que l'épaisseur calculée d'oxyde atteint la valeur de 80 µm. En juillet 2015, 31 réacteurs mettaient encore en œuvre des assemblages gainés en Zircaloy-4.

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.

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. Aucune indication similaire n'a été détectée à ce jour sur d'autres réacteurs. EDF a développé un procédé de réparation de ce défaut qui doit être mis en œuvre en 2016.

La troisième barrière et le confinement

L'état du confinement et notamment de la troisième barrière et de ses constituants est considéré comme perfectible. Le nombre d'événements relatifs au confinement connaît un léger accroissement, correspondant à l'augmentation globale du nombre d'événements significatifs en 2012.

Le vieillissement des enceintes des réacteurs de 900 MWe a été examiné en 2005 lors de leur réexamen associé aux VD3.

Les résultats des épreuves décennales des enceintes de ces réacteurs ont montré jusqu'ici des taux de fuite conformes aux critères réglementaires. Toutefois, les résultats de l'épreuve enceinte du réacteur n°5

de Bugey, qui respectaient les critères imposés par les RGE, étaient néanmoins moins satisfaisants que lors du précédent essai, 10 ans auparavant. EDF s'est engagée dans la recherche l'origine de l'augmentation du taux de fuite de l'enceinte. Un essai supplémentaire de l'enceinte a été réalisé en 2015 et a mis en évidence la nécessité d'effectuer des réparations.

Les résultats des épreuves décennales pour les enceintes des réacteurs de 1300 MWe et de 1450 MWe ont permis d'identifier une évolution des taux de fuite de la paroi interne de certaines de ces enceintes. Cette évolution résulte notamment des effets combinés des déformations du béton et de la perte de précontrainte de certains câbles. Bien que ces phénomènes aient été pris en compte à la conception, ils ont parfois été sous-estimés. EDF a mis en œuvre un programme de réparation avec une peau d'étanchéité en résine afin de restaurer l'étanchéité des zones les plus affectées. Les épreuves réalisées à la suite des travaux se sont toutes révélées satisfaisantes.

Une analyse des enjeux liés au confinement des réacteurs de 1300 MWe et de 1450 MWe a été examinée dans la perspective VD3 1300 MWe. L'ASN s'est prononcée sur ce sujet en 2014 et sera attentive au respect des engagements qu'EDF a pris à cette occasion.

19.3.4.2 Réacteurs de recherche

Les autorisations internes

Le CEA a été autorisé à mettre en œuvre un dispositif d'autorisations internes (cf. § 7.3.2.2) depuis 2002. Le cadre de ce dispositif, qui concernait alors une quinzaine d'installations, réacteurs, laboratoires ou installations « supports », et les modalités de mise à jour du référentiel ont fait l'objet de deux guides de l'ASN.

Le retour d'expérience offert par près de 10 ans de mise en œuvre de ce système a permis d'enrichir les critères relatifs aux autorisations internes et de renforcer la robustesse du processus. Il a aussi permis de confirmer l'efficacité de ce système et n'a pas mis en lumière de manquement significatif ou délibéré aux règles de sûreté.

Le CEA a remis en mars 2009 un dossier qui a été complété en septembre 2009 et qui présente les spécificités de mise en œuvre propres à cet exploitant. La décision l'approuvant a été prise par l'ASN en mars 2010.

Pour les exploitants de réacteurs de recherche, le système d'autorisations internes offre une plus grande souplesse dans la gestion des modifications de leurs installations, parfois nécessaire dans le cadre de certaines expérimentations, en leur donnant une meilleure maitrise du déroulement dans le temps du processus de délivrance de certaines autorisations. Il permet à l'ASN de focaliser ses ressources sur les sujets et les projets de modifications qui constituent les enjeux les plus significatifs pour la sûreté conformément à une approche proportionnée.

La sûreté des dispositifs expérimentaux

Certains réacteurs de recherche connaissent des modifications régulières de configuration de leur cœur, du fait des expérimentations qui y sont menées. D'autres accueillent des dispositifs expérimentaux spécifiques destinés à la réalisation de certains types d'expériences. Un des enjeux pour l'ASN est de permettre la réalisation régulière de nouvelles expériences tout en s'assurant qu'elles se déroulent dans des conditions de sûreté acceptables.

Les conditions de conception, de réalisation et d'autorisation d'irradiation des dispositifs expérimentaux ont fait l'objet, depuis plusieurs années, de nombreux échanges entre l'ASN et le CEA qui ont abouti, en

2006, à la création d'un guide technique du CEA. Ce guide précise la démarche de sûreté à employer, les niveaux d'exigences et les dispositions techniques à retenir en regard des enjeux de sûreté, et définit précisément le contenu du dossier de sûreté.

L'ASN a vérifié en 2014 l'application de la démarche de ce guide technique sur un cas d'un dispositif expérimental.

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.

Évaluations complémentaires de sûreté (ECS)

Dans le cadre des ECS, les procédures nécessaires à la gestion des incidents et des accidents ont été examinées pour des situations qui vont au-delà du référentiel actuel. 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 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 sites nucléaires du parc EDF utilise aujourd'hui l'approche par état (APE), méthode de conduite qui couvre 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 conduite du réacteur doit pour sa part tenir compte d'une part des phénomènes nouveaux et complexes qui vont intervenir dans l'évolution de l'accident, d'autre part de la difficulté d'effectuer un diagnostic sur l'état du réacteur en situation fortement dégradée. La stratégie de conduite est alors portée par le GIAG : guide d'intervention en cas d'accident grave (AG).

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 permettant la mise en œuvre de la conduite en AG.

Dans le rapport ECS, EDF a rappelé les mesures existantes face aux risques identifiés lors d'une situation d'accident grave.

- **Risque dû à la production d'hydrogène** :
    - Depuis fin 2007, l'ensemble des réacteurs du parc est équipé de recombineurs auto-catalytiques passifs (RAP) d'hydrogène. Des dispositions de conduite associées sont

d'application sur les sites. Par ailleurs, EDF a étudié le risque hydrogène dans les autres bâtiments périphériques de l'enceinte des réacteurs.

- Cette étude confirme que le délai pour le dépassement du seuil d'inflammabilité dans les locaux, y compris dans le cas le plus pénalisant, est, pour tous les paliers du parc en exploitation, compatible avec la mise en place de mesures visant à prévenir le risque de combustion dans les bâtiments périphériques.
- Sur l'EPR de Flamanville, des RAP et des dispositifs permettent de contrôler la concentration de l'hydrogène dans divers compartiments de l'enceinte.

- **Risque de pressurisation lente de l'enceinte** :

  Sur le parc, le délai avant perte du confinement par dépassement des caractéristiques mécaniques de l'enceinte de confinement varie de un à plusieurs jours suivant les hypothèses retenues pour les études. EDF considère que ce délai laisse le temps à l'opérateur d'engager une action pour éviter la ruine de l'enceinte tout en maîtrisant au mieux les rejets radioactifs. 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 à partir d'une pression minimale égale à la pression de dimensionnement de l'enceinte. Grâce à la filtration des produits à vie longue que constituent les aérosols comme le Césium 137, 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 U5, incluant le réexamen du risque hydrogène et ses conséquences éventuelles ainsi que la tenue au séisme. Les résultats ont été transmis fin 2013.

  À la suite de cette étude EDF a retenu la mise en œuvre d'une disposition complémentaire permettant de préserver l'intégrité de l'enceinte de confinement sans ouverture du dispositif d'éventage en situation « noyau dur ». Cette disposition consiste à assurer, lors des phases de recirculation sur les puisards, le refroidissement de l'eau injectée en cuve par la pompe noyau dur (U3) à l'aide d'une source froide ultime indépendante du système RRI (système de refroidissement intermédiaire)/SEC (circuit d'eau brut secourue qui assure le refroidissement du RRI) et de la source froide normale. Cette disposition est appelée EAS-u. Cette disposition sera implantée en phase 3 du projet post Fukushima. Un bilan sur la filtration conclut que le risque H_2 dans le filtre U5 existant est maîtrisé. Le filtre U5 existant sera renforcé au séisme SMHV et des paniers de tétraborate de soude permettant de piéger également les iodes organiques dans l'enceinte sont en cours d'installation sur les réacteurs non pourvus de grappes AIC (alliage Argent Indium Cadmium) sur les paliers 1300/N4 (voir plus loin). L'ensemble de ces dispositions permettront ainsi de limiter les conséquences à court et à long termes.

  Sur l'EPR, le système d'évacuation ultime de la chaleur du bâtiment réacteur (EVU) permet de contrôler la pression de l'enceinte dans toutes les situations d'accidents, y compris les accidents avec fusion du cœur, prises en compte dans la démonstration de sûreté de l'EPR.

- **Risque de défaut d'étanchéité de l'enceinte de confinement** :

  - Sur les réacteurs en fonctionnement, la confirmation de l'isolement des traversées de l'enceinte est demandée dès l'entrée en accident grave au titre des actions immédiates. Des actions de surveillance de l'activité sont menées afin, le cas échéant, de mettre en œuvre des actions de restauration. Des Instruction temporaires de Sûreté (ITS) ont été

mises en œuvre à la suite des ECS pour assurer la fermeture des vannes de traversées enceinte motorisés restées ouvertes. Au plus tard en 2018, le DUS permettra de réalimenter les vannes de traversée enceinte voie A en cas de situation de perte totale des alimentations électriques. Le noyau dur permettra l'isolement de l'enceinte.

- Sur l'EPR, 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.

- **Risque d'échauffement direct de l'enceinte** :
  - Pour éviter un échauffement direct de l'enceinte (DCH), la conduite AG sur les réacteurs en fonctionnement demande de dépressuriser le circuit primaire par ouverture des lignes de décharge du pressuriseur dès l'entrée en accident grave. 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 des soupapes, décidée avant l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi est ou sera réalisée sur l'ensemble des réacteurs, pour les prochaines VD de chaque réacteur. Dans l'attente, les réacteurs où la modification n'était pas encore réalisée ont été équipés d'un moyen mobile de sûreté (MMS) provisoire permettant l'ouverture des soupapes SEBIM du pressuriseur depuis le relayage.
  - Sur l'EPR, deux lignes de décharge du circuit primaire redondantes permettent de dépressuriser le circuit primaire. L'opérateur dispose d'une heure après l'entrée en accident grave pour ouvrir ces lignes, qui sont alimentées par les batteries 24h.

- **Risque de retour en criticité** :
  - Sur le parc, 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 suite à 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 bâche.

    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.
  - Sur l'EPR de Flamanville, des dispositions sont prises pour garantir un puits de cuve sec et une zone d'étalement sèche.

Aux risques indiqués ci-dessus, s'ajoute le risque de percée du radier faisant suite à la rupture de la cuve contenant le corium. Sur les réacteurs en fonctionnement, le renoyage du corium en cuve ou l'injection d'eau dans le puits de cuve via 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.

Le maintien du corium en cuve permet d'éviter la phase d'interaction corium-béton hors cuve et à ce titre contribue à l'objectif de maintien de l'intégrité du confinement. La stabilisation de la situation en cuve nécessite de restaurer un moyen d'injection d'eau borée au circuit primaire dans un délai suffisamment court pour éviter la rupture de la cuve. Sur les réacteurs en fonctionnement, EDF envisage différentes

possibilités de maintien du corium en cuve en situation d'AG à partir des systèmes existants non spécifiquement conçus pour la gestion des accidents avec fusion du cœur et en fonction de leur disponibilité. À l'issue des ECS, EDF prévoit que le moyen d'injection au primaire (pompe noyau dur) soit secouru par un Diesel d'Ultime Secours.

Par ailleurs EDF, au titre des prescriptions relatives au noyau dur, mettra en place sur chacun des réacteurs un dispositif permettant de prévenir la percée du radier en cas de fusion du réacteur 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.

Il existe également, pour les réacteurs en fonctionnement, un risque d'explosion de vapeur hors cuve pour lequel un programme de recherche international est en cours afin de caractériser les conditions d'occurrence et l'intensité de tels phénomènes. Les études disponibles montrent une bonne capacité de l'enceinte à résister aux chargements résultant d'une explosion de vapeur. Son intégrité ne serait donc probablement pas remise en cause dans cette situation.

Pour l'EPR de Flamanville, le récupérateur de corium est destiné à collecter le corium et à assurer son refroidissement et sa stabilisation. Ainsi, la prévention du percement du radier repose sur un puits de cuve et un récupérateur secs à l'arrivée du corium, sur la collecte et l'étalement du corium et sur le refroidissement passif du corium après étalement. À plus long terme, le système d'évacuation ultime de la chaleur du bâtiment réacteur permet d'évacuer la puissance résiduelle du corium.

Pour le parc, 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 et qui présente un gain de sûreté tangible et valorisable.

Pour le cas particulier des réacteurs de Fessenheim, où l'épaisseur du radier est la plus faible du parc, l'ASN a prescrit à EDF, en juillet 2011, le renforcement du radier du réacteur n° 1 de Fessenheim avant le 30 juin 2013 afin d'augmenter très fortement sa résistance au corium en cas d'AG (délai minimal de percement du radier supérieur à trois jours dans tous les cas). Au printemps 2013, ce renforcement a été réalisé et l'ASN a prescrit le même renforcement pour le réacteur n° 2 de Fessenheim qui a également été réalisé par EDF.

En réponse à la prescription de l'ASN concernant la mise en place 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, EDF déploie des modifications. La fin du déploiement est prévue fin 2016 pour les réacteurs des paliers 900 et P4 et fin 2017 pour les réacteurs des paliers P'4 et N4.

Faisabilité des actions immédiates du Guide d'Intervention Accident Grave (GIAG)

Dans l'hypothèse d'un événement entrainant de manière simultanée la perte totale des alimentations électriques et des moyens de refroidissement du circuit primaire sur l'ensemble des réacteurs d'un site, il convient de garantir, pour chaque réacteur, la faisabilité de l'ensemble des actions immédiates prévues

par le GIAG, en particulier la dépressurisation du circuit primaire, avec les équipes de conduite et de crise présentes sur le site.

À cet égard, EDF a étudié l'adéquation des ressources, tant humaines que matérielles, aux activités liées à la mise en œuvre des équipements du noyau dur (dont actions immédiates du GIAG) et des équipements supplémentaires proposés à la suite des ECS.

L'ASN a engagé l'analyse du dossier transmis par EDF concernant le dimensionnement de l'effectif présent sur site pour faire face à des situations extrêmes de façon à disposer d'un avis du GPE sur le sujet à échéance 2017 ou 2018 (cf. § 6.3.1.3).

Habitabilité de la salle de commande

Les études préliminaires menées par EDF sur l'habitabilité de la salle de commande en cas d'accident grave avec indisponibilité de la ventilation filtration de la salle de commande conduisent à envisager une présence non permanente d'opérateurs dans les salles de commande dans la période qui suit l'ouverture du système d'éventage-filtration et un maintien du contrôle et de la surveillance des installations par des dispositions complémentaires. De plus, EDF a prévu de renforcer le secours électrique de la ventilation-filtration de la salle de commande par le Diesel d'Ultime Secours (modification phase 2). En attendant cette mise en place, une modification est en cours 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 »). Grâce à ces secours, la salle de commande de commande reste habitable en toutes circonstances.

Sur l'EPR de Flamanville, la ventilation de la salle de commande est secourue par les diesels SBO (Station blackout diesel generators). La salle de commande reste habitable.

Afin de réduire les rejets en iodes, EDF a décidé la mise en place en phase 2 d'un système passif constitué de paniers de tétraborate de soude permettant de piéger les iodes organiques sur les réacteurs non pourvus de grappes AIC sur les palier 1300/N4.

Piscines de désactivation du combustible usé

En réponse à la prescription de l'ASN concernant les dispositions visant à renforcer la prévention du risque de vidange accidentelle de la piscine du bâtiment combustible, EDF a présenté fin juin 2012 les modifications à apporter à ses installations :

- EDF a redimensionné le casse-siphon sur la tuyauterie de refoulement du circuit de refroidissement afin d'éviter une vidange complète et rapide par siphonage de la piscine en cas de rupture d'une tuyauterie connectée. Cette modification a été réalisée sur tous les réacteurs avant fin mars 2014.
- EDF va automatiser l'isolement de la ligne d'aspiration du circuit de refroidissement, ce qui permettra d'éviter la vidange gravitaire de la piscine par la ligne d'aspiration. Cette modification est en cours de déploiement et devra être réalisée avant fin 2016, conformément aux prescriptions de l'ASN.

Les centrales de Bugey et Fessenheim pouvaient présenter un risque particulier d'endommagement de la piscine en cas de chute d'un emballage de transport de combustible. En réponse à la prescription de l'ASN, EDF a transmis fin 2012 une étude des conséquences d'un accident de chute d'emballage de transport de combustible usé en intégrant les situations extrêmes étudiées dans le cadre des ECS pour ces deux sites. Sur Fessenheim, l'intégrité du radier n'est pas remise en cause par la chute de

l'emballage. Sur Bugey, les analyses ont conduit à proposer la mise en place d'un amortisseur hydraulique en fosse de chargement similaire à celui de Fessenheim et un dispositif absorbeur d'énergie sous la trémie de manutention.

Sur les réacteurs en exploitation, en réponse à la prescription de l'ASN, EDF a transmis fin 2012 les études de faisabilité pour traiter le cas d'une brèche sur le tube de transfert. Deux types de solution permettront de prévenir le dénoyage de l'assemblage combustible en cours de manutention. Les études détaillées qui permettront en particulier d'optimiser le choix de la solution à retenir en fonction de la configuration des locaux concernés et des contraintes de radioprotection sont en cours.

Par ailleurs, afin de prévenir la perte rapide de l'inventaire en eau dans le compartiment d'entreposage en cas de situations hypothétiques de fuite au niveau du tube transfert ou de la ligne de vidange du compartiment de transfert ou des compartiments de la piscine BR, la fermeture de la porte entre le compartiment de transfert et le compartiment d'entreposage sera demandée.

Conformément à la prescription, EDF a mis en œuvre avant le 30 juin 2013 les dispositions matérielles et organisationnelles visant à garantir la manœuvrabilité de la porte, y compris dans le cas de perte totale des alimentations électriques.

Dans le cas de l'EPR :

- la conception des bâtiments réacteur et combustible, qui reposent sur un radier commun, limitante ainsi les déplacements différentiels ;
- la conception des compensateurs de raccordement du tube de transfert aux piscines qui sont intégralement métalliques, sans présence de manchettes souples élastomères ;
- les contrôles réalisés dans les phases d'approvisionnement et de fabrication du tube de transfert ;
- les dispositions d'exploitation qui seront appliquées en exploitation pour éviter tout risque de corrosion sous contrainte de l'enveloppe du tube de transfert ;
- le programme d'inspection en service qui sera appliqué et qui intègre une analyse du retour d'expérience disponible ;

sont en cours d'instruction dans le cadre de l'instruction de la mise en service de Flamanville 3.

A la suite des études réalisées en 2012, pour la sécurisation des assemblages en cours de manutention dans le BR, EDF privilégie le maintien d'une garde d'eau suffisante au-dessus de l'assemblage laissé en position après le séisme.

En réponse à la prescription de l'ASN, EDF a transmis fin 2012 une étude concernant les 3 thèmes suivants :

- évolution temporelle du comportement du combustible dans des situations de vidange et de perte du refroidissement ;
- évaluation de l'ambiance radiologique en situation d'ébullition de la piscine ;
- évaluation des concentrations d'hydrogène par radiolyse potentiellement atteintes en situation de perte de ventilation du hall du bâtiment combustible.

Les études présentées permettent de conclure à l'absence de disposition complémentaire à mettre en œuvre dans le bâtiment combustible pour l'ensemble de ces problématiques.

Instrumentation en piscine nécessaire pour la gestion de l'accident

Sur les réacteurs en exploitation et sur l'EPR, EDF a étudié les dispositions à prendre afin de renforcer la robustesse de l'instrumentation en piscine pour assurer la gestion de la situation et notamment la gestion de l'appoint. À échéance de fin 2013, EDF a réalisé la réalimentation électrique d'une mesure de niveau à deux seuils par le groupe électrogène d'ultime secours (GE LLS) installé sur l'ensemble des réacteurs en exploitation. Sur l'EPR, dans le cadre de la préparation du GPR sur le thème de la Sûreté de l'entreposage et de la manutention du combustible, EDF s'est assurée que, à la suite des dernières évolutions de conception, les mesures de niveau de la bâche PTR en piscine combustible étaient de par leur installation suffisamment protégées.

Par ailleurs, l'équipe de crise dispose des abaques permettant de déterminer le délai d'ébullition des piscines du bâtiment combustible en fonction de la puissance résiduelle stockée de façon à apporter un appui au site pour gérer l'appoint aux piscines en fonction du délai d'ébullition.

Disponibilité et habitabilité de la salle de commande en cas de dégradation des assemblages combustibles

Sans dégradation des assemblages de combustible, l'habitabilité de la salle de commande reste garantie. Cependant, un accident entrainant la dégradation d'assemblages de combustible pourrait entrainer des rejets importants dans le bâtiment combustible vis-à-vis desquels la mise en place de moyens efficaces de limitation des conséquences est difficile, voire impossible.

EDF a examiné la faisabilité, sur le parc et sur l'EPR, de déporter les commandes du système d'appoint dans des locaux préservés de la propagation de vapeur. Il en résulte que, compte-tenu des dispositions prises par ailleurs visant à améliorer par des matériels mobiles ou fixes la robustesse de l'installation, il n'est pas apparu nécessaire de poursuivre des études de déport des commandes.

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 les 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.

La gestion des situations accidentelles sera 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).

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.

L'ECS a 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. 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. § 14.2.3.2).

19.4.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN

19.4.4.1 L'analyse et le contrôle de l'ASN pour les réacteurs électronucléaires

Les différents travaux réalisés dans le cadre des ECS ont pris en compte des scénarios qui n'avaient pas été considérés par le passé. En conséquence, la prise en compte des conclusions des ECS et des prescriptions afférentes va conduire 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 ECS. 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. § 6.3.1.3) ;
- l'intégration dans les procédures de conduite accidentelle et dans les documents de gestion d'un accident grave, dont en particulier les GIAG, des nouvelles dispositions permettant de traiter les situations extrêmes étudiées dans le cadre des ECS 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 (engagement EDF du 15 septembre 2011). Les éléments ont été transmis au 31 décembre 2012 et doivent faire l'objet d'un accord de l'ASN avant leur mise en œuvre. L'ASN a d'ores et déjà donné un accord à la mise en œuvre d'une évolution de la conduite accidentelle en situation de perte totale des alimentations électriques avec une brèche aux joints des pompes primaires, afin de garantir une alimentation en vapeur suffisante pour assurer l'entrainement de la turbopompe du système d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeurs (GV) et du turbo-alternateur de secours en prévenant le risque d'une dépressurisation trop importante des GV ;
- la définition de nouvelles procédures d'urgence, qui intègreront les nouvelles dispositions identifiées dans le cadre des ECS. La mise en œuvre de cette organisation est accompagnée d'une formation spécifique du personnel.

L'année 2012 a été marquée par la mise en place, le 15 novembre 2012, du nouveau référentiel relatif aux plans d'urgence interne (PUI) sur les sites EDF. L'ASN considère que ce nouveau référentiel améliore la préparation d'EDF à la gestion des situations d'urgence.

D'autres prescriptions ont été édictées par l'ASN pour ce qui concerne la gestion des accidents graves :

- Mise en place dans le puits de cuve des moyens redondants permettant de détecter le percement de la cuve et dans l'enceinte des moyens redondants permettant de détecter la présence d'hydrogène (prescription ECS-19. Les échéances de mise en œuvre de ces moyens sont fixées au 31 décembre 2016 ou 31 décembre 2017 en fonction des sites) ;

- 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) ;
- Renforcement des dispositions pour éviter les vidanges accidentelles rapides des piscines d'entreposage du combustible (prescription ECS-22) ;
- 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. Cette étude est en cours d'analyse et l'échéance de mise en œuvre des modifications est fixée au 30 juin 2013) ;
- 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. L'étude ainsi que les modifications envisagées ont été transmises et sont en cours d'analyse) ;
- 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. Les éléments ont été présentés et sont en cours d'analyse).
- 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 son 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'étude des modifications a été transmise et est en cours d'analyse).
- Renforcement des dispositions matérielles et organisationnelles pour prendre en comptes 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 L'analyse et le contrôle de l'ASN pour les réacteurs de recherche

Pour les réacteurs de recherche, en application des décisions de l'ASN du 5 mai 2011, les exploitants ont réalisé des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) pour chacune de leurs installations présentant de forts enjeux, afin de prendre en compte le retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima-Daiich. Les « tests de résistance » (« stress tests ») réalisés en Europe pour les réacteurs de puissance ont en effet été étendus, en France, à toutes les installations nucléaires de base, y compris les réacteurs de recherche. Les évaluations complémentaires de sûreté ont notamment pour objectif de déterminer les marges de sûreté dont disposent ces installations vis-à-vis des risques extrêmes tels que le séisme et l'inondation.

A l'issue de l'analyse de ces évaluations complémentaires de sûreté, l'ASN a demandé au CEA et à l'ILL de définir un « noyau dur » de dispositions matérielles et organisationnelles robustes pour :

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

Le concept de « noyau dur » vise à disposer de structures et équipements résistant à des événements extrêmes assurant les fonctions fondamentales pour la sûreté des installations et pour la gestion de crise du site. Il s'agit de protéger les matériels nécessaires à la maîtrise des fonctions de sûreté vis-à-vis d'aléas notablement supérieurs à ceux retenus pour le dimensionnement des installations.

En 2015, l'ASN a établi des prescriptions complémentaires précisant les exigences applicables aux noyaux durs proposés par les exploitants, ainsi qu'à la gestion des situations d'urgence. Ces décisions précisent les règles de conception ou de dimensionnement à retenir pour les structures et les équipements constituant le « noyau dur ». Ils doivent être conformes aux normes les plus exigeantes afin de leur permettre d'assurer leurs fonctions jusqu'au rétablissement d'un état sûr pour l'installation.

Outre les exigences relatives au « noyau dur », l'ASN a demandé aux exploitants, pour la gestion des situations d'urgence, de prendre les dispositions nécessaires pour :

- assurer un fonctionnement autonome des équipements « noyau dur » pour les premières 48 heures dans une situation extrême, et prévoir des dispositions permettant un réapprovisionnement extérieur (eau, électricité, fuel, …) au-delà de cette durée ;
- assurer le renvoi automatique et robuste des informations clés sur l'état de l'installation (niveaux d'eau, température, …) vers les locaux de gestion des situations d'urgence ;
- assurer, au niveau de chaque site, un renfort (personnels, matériels, …) permettant la gestion à long terme d'une situation extrême.

L'ensemble des dispositions seront intégrées dans les documents portant la démonstration de sûreté (RDS, RGE, PUI) lors de leur mise en œuvre effective sur les installations.

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 ou 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 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

Le projet d'évolution de l'ingénierie nucléaire engagé par EDF en 2006 a conduit à mettre en place de nouveaux modes de fonctionnement et d'organisation sur les centrales nucléaires et dans les unités d'ingénierie. Ce projet a répondu aux besoins, exprimés par tous, de simplifier les processus de modifications des installations et de documentation associée, et de rapprocher le concepteur et l'exploitant.

Renforcer les liens entre les équipes de l'ingénierie nucléaire et des centrales nucléaires est une volonté forte de la DPN, afin de renforcer l'exploitation du parc de production

Ces réflexions pour une étroite coopération ont abouti à la prescription d'un guide EDF de l'ingénierie opérationnelle mis en application le 1er janvier 2007 et définissant de nouvelles responsabilités pour les centrales nucléaires et les unités d'ingénierie avec la désignation pour chaque palier d'un site pilote.

Une révision du guide de l'ingénierie a été diffusée en 2012 pour tirer parti du retour d'expérience et y intégrer les impacts liés à la loi TSN et au décret procédures INB, notamment en termes de modalités de fonctionnement avec l'ASN.

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 ou les ateliers de fabrication des différents composants importants pour la sûreté.

Pour ce qui concerne le management de la qualité associée aux activités du parc électronucléaire en exploitation, l'ASN a constaté que l'organisation mise en œuvre par EDF était satisfaisante. En outre,

l'ASN souligne le travail de qualité qui a été fourni par les équipes d'ingénierie d'EDF dans le cadre des ECS. Elle note toutefois que le processus de gestion des modifications matérielles conduit fréquemment à ce que des dossiers de modifications soient transmis tardivement aux centrales nucléaires, ne permettant pas une préparation de qualité notamment avant les arrêts de réacteur. En outre, la qualité des dossiers de certaines modifications n'est pas au niveau attendu et peut conduire à des écarts. L'ASN considère que ces lacunes doivent faire l'objet d'un traitement notamment dans la perspective des travaux importants prévus dans le cadre des mesures complémentaires de sûreté demandées à la suite des ECS ou des réexamens en cours ou à venir.

Le support technique pour les installations du CEA est piloté par le pôle de maitrise des risques qui s'appuie notamment sur la DPSN et des pôles de compétence. Les pôles de compétences ont été mis en place et développés depuis 1996. Ils 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. Les pôles sont saisis par la DPSN ou les chefs d'installations ou de projets via des contrats internes. L'organisation et le fonctionnement des pôles de compétences du CEA sont des sujets visés par l'instruction de l'ASN « Management de la sûreté et de la radioprotection au CEA » qui a fait notamment l'objet d'une réunion du GPE en 2010. La mise en œuvre des engagements du CEA et des recommandations du GPE font l'objet d'un suivi et d'inspections de l'ASN. Un projet examen par le GPE de ce sujet est prévu en 2020.

Lors de l'instruction en support à la réunion du GPE de 2010, il avait été relevé le manque de réactivité des pôles face à des demandes d'études formulées en cours d'année et le manque de marge de manœuvre dans le plan de charge.

Par ailleurs, depuis 2011, certains pôles de compétences ont été mobilisés sur des expertises liées au post-Fukushima. L'ASN a considéré que les dossiers transmis en 2011 et 2012 dans le cadre des ECS sont satisfaisants et soulignait l'effort substantiel fournit par le CEA et les autres exploitants pour la réalisation de ces études dans un délai contraint.

Cependant, l'examen de ces dossiers ECS a donné lieu à des prescriptions et des demandes complémentaires de l'ASN en 2012 et 2015 notamment sur le noyau dur d'installations et de centres du CEA. L'ASN a relevé que les dossiers transmis dans le cadre de ces compléments aux ECS se sont révélés de qualité inférieure aux ECS initiales.

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, et en particulier 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 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 »[21]. 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 0 font l'objet d'un avis d'incident dès lors qu'ils présentent un intérêt particulier ;
- les événements classés au niveau 1 font systématiquement l'objet d'un avis d'incident publié sur www.asn.fr [22] ;
- 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 ;
- Les événements de transport international concernant un pays étranger font également l'objet d'une déclaration à l'AIEA à partir du niveau 1. Dans le cas d'une perte de source radioactive, cette déclaration intervient à partir du niveau 0.

La déclaration est complétée dans les deux mois par un rapport faisant part des conclusions que l'exploitant tire de l'analyse des évènements et des mesures qu'il prend pour améliorer la sûreté ou la radioprotection. 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.

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 2013 et 2015, la moyenne de déclaration d'événements significatifs est passée de 11,5 en 2013 à 10,0 en 2015 événements significatifs par réacteur et par an. Sur ces 3 années, le nombre d'événements significatifs classés dans l'échelle INES est resté relativement stable : 1,19 /réacteur.an en 2013, 1,14 /réacteur.an en 2014 et 1,16 /réateur.an en 2015.

19.6.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

19.6.3.1 Les réacteurs du CEA

Pour la période 2013-2015, trois événements significatifs de niveau 1 sur l'échelle INES ont été déclarés. Ils sont présentés au § 6.2. On peut noter sur la base des événements de niveau 0 que :

[21] https://professionnels.asn.fr/Transport-substances-radioactives/Evenements-significatifs-dans-le-domaine-TMR

[22] http://www.asn.fr/Controler/Actualites-du-controle

- 40 % des événements résultent de la mise en service manuelle ou automatique, intempestive ou non, de la fonction d'arrêt automatique du réacteur ;
- 25 % résultent du non-respect d'exigences du référentiel de sûreté ;
- 15 % résultent d'écart sur une des barrières de confinement.

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

L'ILL a déclaré 3 évènements significatifs de niveau 1 sur l'échelle INES pour l'ensemble des 3 années :

- Présence d'un faisceau gamma à l'extérieur du réacteur ;
- Irradiation de la peau de la paume de la main d'un opérateur (250 mSv maximum à la peau, le dosimètre passif développé en urgence indiquant 60 µSv pour la période du 1er au 24 juin 2015) ;
- Mise en légère surpression du bâtiment réacteur.

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.

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.

Pour les réacteurs électronucléaires, en application des règles relatives à la déclaration des événements significatifs cf. § 7.3.3.3), EDF a déclaré, en 2015, 586 événements significatifs au titre de la sûreté, 109 au titre de la radioprotection et 79 au titre de la protection de l'environnement.

Le graphique suivant présente l'évolution du nombre d'événements significatifs déclarés par EDF et classés sur l'échelle INES depuis 2007. En 2015, 697 événements ont été classés sur l'échelle INES.

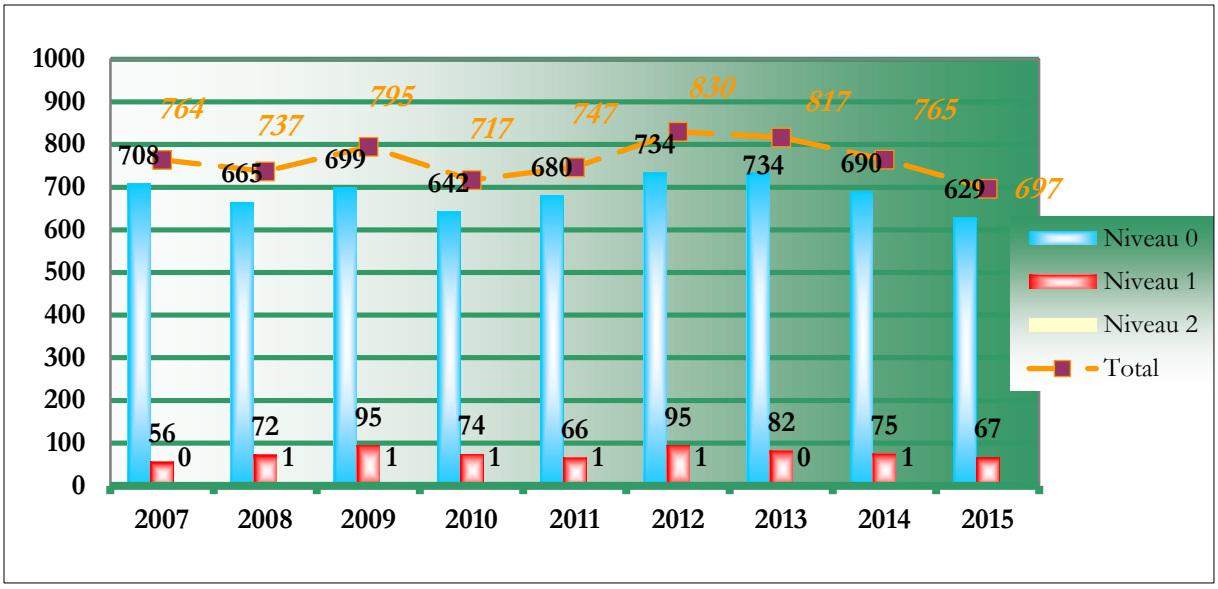


Figure 10 : Évolution du nombre d'événements significatifs classés sur l'échelle INES dans les centrales nucléaires d'EDF de 2007 à 2015

Le graphique suivant présente l'évolution depuis 2007 du nombre d'événements significatifs en fonction du domaine de déclaration : événements significatifs pour la sûreté (ESS), événements significatifs pour la radioprotection (ESR), événements significatifs pour l'environnement (ESE).

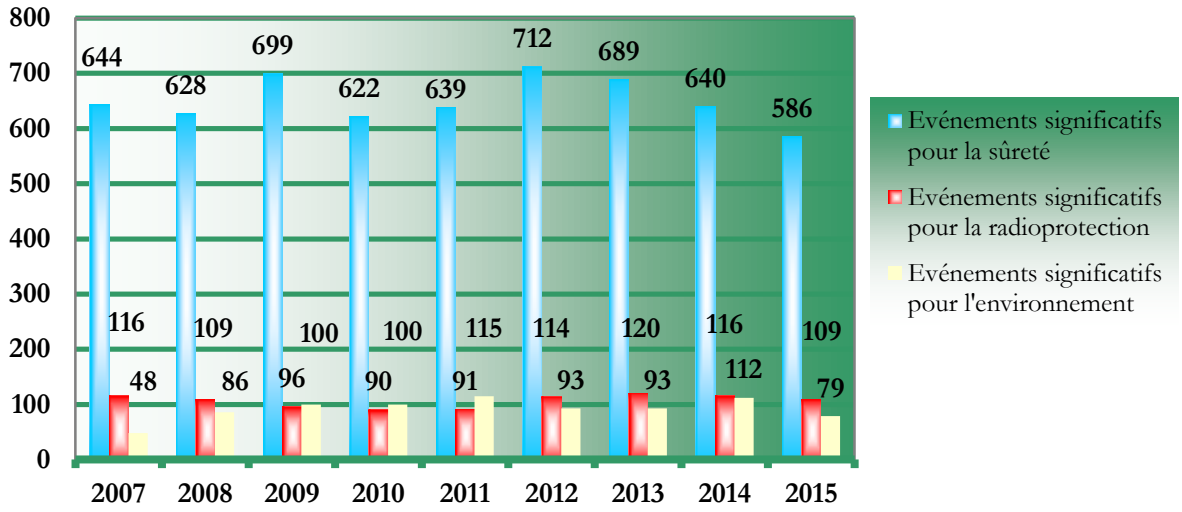


Figure 11 : Évolution du nombre d'événements significatifs par domaine dans les centrales nucléaires d'EDF de 2007 à 2015

Le nombre d'ESS déclarés a diminué d'environ 8 % par rapport à 2014, confirmant la tendance à la baisse amorcée en 2012. Plusieurs activités, encadrées par des documents prescriptifs, telles que la réalisation d'essais périodiques, sont toujours à l'origine d'événements significatifs.

Le nombre d'ESR est resté stable 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). Par ailleurs, EDF en tant que responsable de la radioprotection dans les centrales doit veiller à la protection et au maintien de la culture de radioprotection de son personnel mais aussi des agents des entreprises prestataires.

F - Sûreté des installations – Articles 17 à 19

Le nombre d'ESE est en diminution par rapport à l'année dernière mais reste élevé par rapport aux autres années : la protection de l'environnement doit rester au centre des préoccupations d'EDF.

Le graphique suivant présente le nombre moyen pour l'année 2015 d'événements significatifs classés au niveau 0 et 1 de l'échelle INES par paliers. Pour les paliers 900 MWe et 1300 MWe, le nombre moyen d'événements significatifs est supérieur à celui du N4 ; cette différence est principalement due au volume moyen de maintenance en 2015, plus important sur ces réacteurs que sur ceux des N4, du fait du début des troisièmes visites décennales débutant sur ces deux paliers. En effet, l'augmentation du nombre d'interventions de maintenance durant les périodes d'arrêt contribue généralement à l'accroissement des écarts.

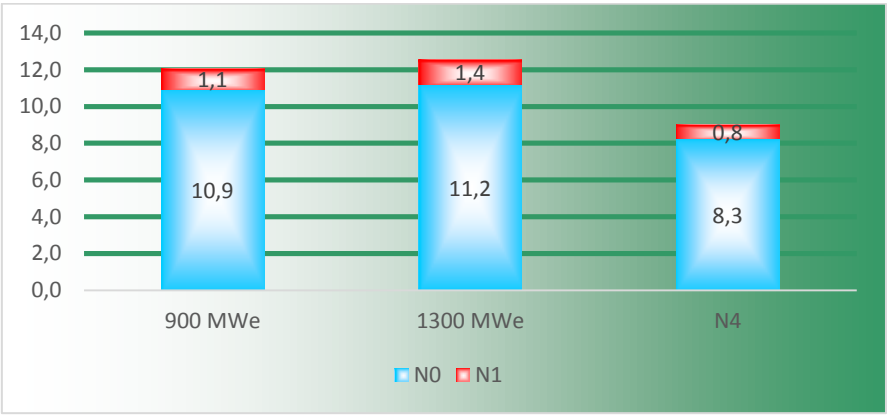


Figure 12 : Nombre moyen d'événements significatifs classés sur l'échelle INES dans les centrales nucléaires d'EDF par type de réacteur par an pour l'année 2015

Les réacteurs de recherche n'ont pas connu d'événements de niveau supérieur ou égal à 2 sur l'échelle INES depuis la 5e réunion d'examen de la Convention.

Entre 2007 et 2015, 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 20 et 35 événements significatifs classés sur l'échelle INES (en rapport avec la sûreté nucléaire et radiologique) par an. Le nombre d'événements classés au niveau 1 est resté inférieur ou égal à 5.

Le graphique suivant présente l'évolution du nombre d'événements significatifs déclarés classés sur l'échelle INES depuis 2007.

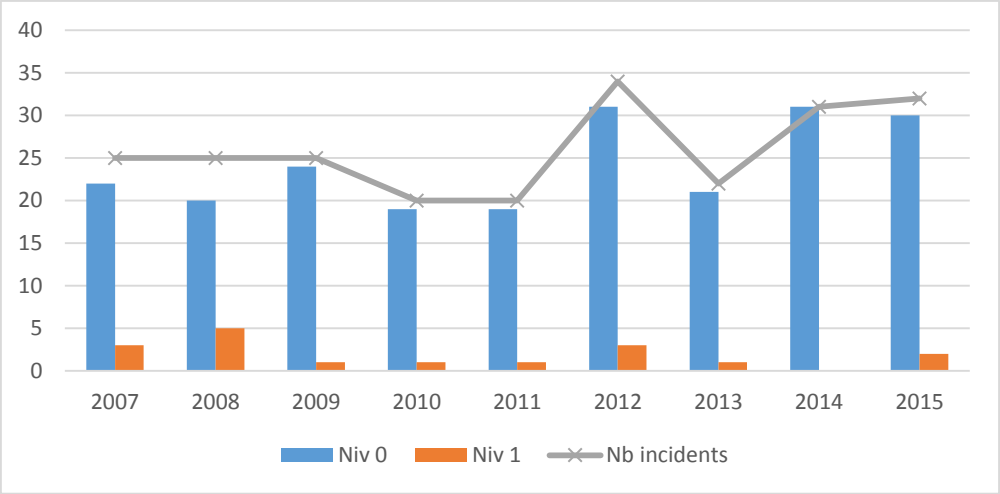


Figure 13 : Evolution du nombre d'événements significatifs pour les réacteurs de recherche

Par ailleurs, le domaine de déclaration des événements pour les réacteurs de recherche restent très largement dominé par la sûreté nucléaire avec des proportions toujours supérieurs à 75 %.

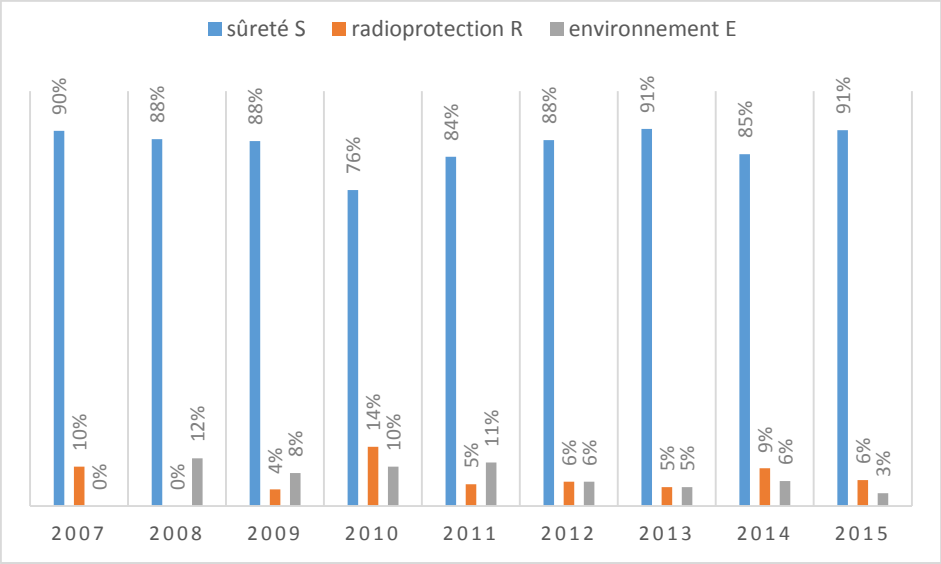


Figure 14: Répartition des événements significatifs par domaine pour les réacteurs de recherche

19.7 La prise en compte du retour d'expérience

Comme précisé au § 19.6, l'ASN accorde une grande importance au traitement du retour d'expérience.

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 bien multilatéraux avec ses homologues ou bien 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.

19.7.1 Les demandes de l'ASN

L'évaluation par l'ASN, 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.

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. En 2013, l'événement survenu à Philippsburg 2 (Bade-Wurtemberg), la dégradation d'un pion guide sur les internes supérieurs, ses conséquences sur la déformation d'un assemblage combustible et les risques induits par une telle déformation, notamment lors des opérations d'ouverture de la cuve et de déchargement des équipements internes supérieurs a conduit l'ASN à questionner EDF sur la suffisance des contrôles de l'état des structures internes avant le rechargement des combustibles.

Le retour d'expérience

Dans le cadre des réexamens périodiques, la réévaluation de sûreté des installations vise à améliorer la sûreté des installations au regard notamment du REX de l'exploitation de l'installation, du REX 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.

Pour ce qui concerne le retour d'expérience d'exploitation du combustible et des réacteurs étrangers, l'ASN sollicite périodiquement le GPR.

À la suite de l'accident nucléaire de Fukushima Daiichi, l'ASN a considéré qu'une démarche d'ECS des installations nucléaires civiles françaises vis-à-vis du type d'événements qui ont entrainé l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi devait être engagée. Plusieurs modifications sont apportées aux installations pour en tenir compte.

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 plus de 1 600 années-réacteurs.

En 2010, un projet de réorganisation du REX a été lancé à EDF/DPN. Après une phase de diagnostic et une phase d'expérimentation, de nouveaux principes sont mis en œuvre pour les boucles locale et nationale du REX.

Le processus de REX comprend les phases suivantes :

1. la phase de détection, de collecte ou de sélection

La détection est effectuée à partir de l'ensemble des informations disponibles : les constats du terrain, le REX d'exploitation (bilans périodiques), le REX professionnel (pratiques professionnelles, réseaux métier), le REX événementiel (constats d'écarts, anomalies, dysfonctionnements, événements et incidents, y compris internationaux ou externes au nucléaire mais pris en compte à l'échelon national).

La sélection a pour but de prioriser les sujets à traiter en fonction des enjeux, et d'initier le mode de traitement. La sélection est un acte collégial où chaque acteur apporte son expérience, favorisant la prise en compte de l'ensemble des composantes de l'information et des enjeux. C'est aussi un acte managérial au travers de la validation des priorités.

La sélection se réalise à chaque niveau des organisations. Elle participe à la détection de façon précoce des problèmes récurrents, ou de sujets d'enjeu national parce que potentiellement génériques ou précurseurs.

2. la phase d'analyse, incluant la définition des actions correctives, préventives et conservatoires lorsqu'elles s'avèrent nécessaires

L'analyse a pour objet de définir le sujet à traiter, de préciser les risques, les enjeux et les domaines concernés, d'identifier le REX existant et les actions déjà engagées, les objectifs à atteindre. Elle débouche sur la proposition de solutions correctives, préventives, alternatives ou conservatoires.

En complément de l'analyse dite unitaire réalisée en aval de l'événement, l'analyse de tendances réalisée périodiquement exploite la codification réalisée pour chacun des constats ou événements collectés. Cette approche permet d'identifier une dérive dans le temps d'une même catégorie d'événement, et donc de définir des actions adéquates pour inverser la tendance.

Des analyses utilisant les mêmes méthodes, réalisées à l'échelon Parc (analyses complémentaires) sur les événements à portée nationale ou sur le regroupement d'événements de même nature permettent d'identifier des causes génériques et de définir des actions correctives plus globales au niveau du Parc.

3. 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

Les actions et solutions définies par le processus REX peuvent être de trois nature différentes, et concourir :

- à la fiabilité des matériels (modifications par exemple) ;
- à la fiabilité des organisations (évolutions de règles et méthodes ou de documentation opérationnelle par exemple ou évolution de processus de travail) ;
- à la fiabilité des hommes et des gestes réalisés (mise à disposition d'informations, adaptation de formation par exemple).

La phase de mise en œuvre des actions comprend aussi des vérifications de conformité et de suivi de l'efficacité par rapport aux objectifs poursuivis.

4. la phase de partage du REX avec les équipes de travail

Cette phase a pour but de diffuser et de partager les enseignements issus des analyses au travers d'informations de REX mises à disposition des équipes de travail à chaque niveau des organisations.

La capitalisation dans des bases de données, partagées et aisément accessibles, des informations et décisions de REX, l'élaboration de produits de REX pensés pour l'utilisateur final et mis à disposition au bon moment participent à ce partage et cette exploitation du REX.

Le partage collectif d'expériences (PEX), l'animation des métiers complètent ces dispositions.

Le processus de REX est organisé au niveau local et national au travers de dispositifs et d'instances permettant :

- la saisie des constats accessible à tous ;
- la caractérisation des constats, leur pesage, leur priorisation en fonction des enjeux, leur codification qui permettra l'analyse de tendances, et l'affectation des constats sélectionnés aux acteurs en charge de leur analyse ;

- l'analyse approfondie des constats sélectionnés pour proposer des actions correctives ou préventives et la validation des actions ;
- l'analyse des tendances réalisée sur l'ensemble des constats pour identifier des dérives à traiter, et proposer des actions correctives.

Le projet REX a précisé ces principes et l'organisation associée (Plan d'Actions Correctives). A fin 2015, l'ensemble des centrales nucléaires a mis en place les nouvelles dispositions organisationnelles. Au niveau national, le nouveau dispositif est mis en œuvre depuis 2011. Ces dispositifs de pilotage et d'animation sont maintenant intégrés dans la vie opérationnelle des entités locales et nationales, avec notamment une implication managériale renforcée par rapport aux précédents dispositifs. L'efficience de ces dispositifs est évaluée annuellement dans le cadre de revues.

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 tracés dans des fiches. Les services support sont également à l'origine de l'ouverture de fiches d'écart.

Une circulaire CEA précise, dans les missions du chef d'installation, qu'il procède à l'analyse des anomalies et évènements 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 qui effectue les contrôles pour le compte du directeur de chaque centre.

Au niveau de la direction générale du CEA, la DPSN 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 DPSN 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 DPSN a pour mission d'élaborer.

Les outils mis en œuvre sont :

- les fiches REX, initiées au niveau de DPSN ;
- le Fichier Central de l'Expérience (FCE) qui regroupe tous les évènements 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

L'ASN examine, lors d'inspections dans les installations nucléaires, l'organisation des sites et les actions menées en matière de prise en compte du retour d'expérience.

Par ailleurs, les 13 février et 10 mars 2014, le GPR s'est réuni pour examiner les faits marquants de la période 2009-2011 concernant les événements significatifs pour la radioprotection, l'environnement, la sûreté des réacteurs d'EDF. Dans ce cadre, la fiabilité des sources électriques, la vulnérabilité des

sources froides vis-à-vis des agressions externes, les écarts affectant les matériels importants pour la sûreté et les anomalies affectant les études qui fondent la démonstration de sûreté nucléaire ont fait l'objet d'une attention particulière.

À l'issue de cet examen, l'ASN estime que :

- la prise en compte les enseignements tirés des événements qui affectent les installations nucléaires étrangères ou les installations nucléaires françaises autres que les réacteurs électronucléaires s'est améliorée ;
- l'évolution de la méthode d'analyse du retour d'expérience présentée inclut une recherche plus poussée des causes organisationnelles profondes des événements et prévoit la mise en œuvre d'actions pertinentes pour les corriger ;
- le système de management intégré d'EDF, s'il prévoit un contrôle de la mise en œuvre des actions correctives, n'accorde pas assez d'importance à l'évaluation de l'efficacité de ces actions afin de statuer sur leur pertinence avant de considérer l'événement à leur origine comme traité.

De manière générale, l'organisation mise en place par l'exploitant dans les centrales nucléaires pour traiter le retour d'expérience est satisfaisante.

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 survenu dans le cadre des réexamens périodiques. Pour le CEA, ces instructions sont complétées par un examen par le Groupe permanents d'experts de l'ASN, tous les 10 ans, sur le thème du management de la sûreté et de radioprotection (cf. § 10.3). La dernière réunion du GPE sur ce thème a eu lieu en novembre 2010.

Prise en compte du retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi

L'ASN a poursuivi les inspections sur la mise en œuvre des modifications des installations, en réponse aux prescriptions techniques ASN.

Conclusions issues de la revue croisée par les pairs des tests de résistance européens

Les rapports sur les tests de résistance (« stress tests ») des différents États européens ont été soumis à un processus de revues croisées (« peer review »), qui s'est déroulé de janvier à avril 2012 comprenant deux phases successives : tout d'abord un examen transverse thématique de l'ensemble des rapports nationaux, et ensuite une revue détaillée de chaque rapport national.

Le 26 avril 2012, le groupe institutionnel des Autorités de sûreté européennes ENSREG et la Commission européenne ont adopté un rapport sur les résultats des stress tests menés sur les centrales nucléaires européennes. L'ENSREG et la Commission ont salué la qualité du travail accompli et les efforts consentis par tous les acteurs européens pour mener ce travail sans précédent dans les meilleures conditions. Ils ont également souligné les avancées que le rapport sur les stress tests va permettre de réaliser dans le domaine de la sûreté nucléaire.

Les résultats des stress tests menés en France ont fait l'objet d'une appréciation favorable dans le rapport de l'ENSREG qui note le caractère complet des évaluations menées sous le contrôle de l'ASN. Ce rapport salue le large éventail des améliorations décidées qui vont au-delà des marges de sûreté dont disposent les installations françaises, et notamment la mise en place d'un « noyau dur ». Ce rapport formule, par ailleurs, plusieurs recommandations que l'ASN a prises en compte dans son plan d'action national.

19.8 La gestion des déchets et du combustible usé

La directive 2011/70/Euratom du 19 juillet 2011 établit un cadre communautaire pour la gestion responsable et sûre du combustible usé et des déchets radioactifs. Elle s'applique à la gestion du combustible usé et à la gestion des déchets radioactifs, de la production au stockage, lorsque ces déchets résultent d'activités civiles. A 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. Plusieurs dispositions de cette directive, dont la transposition devait être achevée avant août 2013, sont en vigueur en France au travers notamment des dispositions du code de l'environnement relatives aux déchets et de la loi déchets.

Plan national de gestion des matières et déchets radioactifs (PNGMDR)

Une législation spécifique aux déchets radioactifs a été établie pour la première fois en 1991. Elle a été modifiée et complétée en 2006 par la loi de programme du 28 juin 2006 sur la gestion durable des matières et des déchets radioactifs.

Cette loi institue notamment un Plan national de gestion des matières et déchets radioactifs (PNGMDR) et fixe 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.

Le PNGMDR présente une vision d'ensemble de la gestion des matières et déchets radioactifs, dans le double objectif de s'assurer de l'existence de filières de gestion adaptées pour chaque catégorie de substances radioactives, à court comme à long terme, et d'améliorer la cohérence des filières entre elles. Par ailleurs, le décret qui en établit les prescriptions définit une feuille de route claire pour la mise en œuvre des actions permettant d'améliorer la gestion des matières et déchets radioactifs.

Gestion des déchets radioactifs

L'élimination des déchets est contrôlée 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 §15.1.2.2.5, la gestion des déchets radioactifs provenant des INB repose sur un cadre réglementaire, notamment l'arrêté INB du 7 février 2012 et, depuis le 1er juillet 2015, la décision n° 2015-DC-0508 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 21 avril 2015 relative à l'étude sur la gestion des déchets et au bilan des déchets produits dans les installations nucléaires de base. La réglementation prévoit :

- une étude sur la gestion des déchets : validée par l'ASN, 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 :
    - 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 ;
    - aux modalités mises en œuvre pour les déclassements ou reclassements, temporaires ou définitifs, du zonage déchets ;
    - 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.

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 prévus pour stockage direct sont toutefois largement minoritaires au vu des quantités de combustibles recyclées.

le CEA devra démontrer dans sa révision de 2016 de sa stratégie de gestion du démantèlement, des déchets et des matières que les substances contenues dans ses combustibles usés ou irradiés ont une utilisation ultérieure prévue ou envisagée suffisamment établie.

19.8.1 Les demandes de l'ASN

19.8.1.1 Gestion des déchets radioactifs

Les déchets produits dans les réacteurs sont les déchets activés et les déchets résultant de l'exploitation et de l'entretien des centrales. À cela s'ajoutent les déchets anciens et les déchets issus des démantèlements en cours. EDF et le CEA sont également propriétaires de déchets de haute activité et de moyenne activité à vie longue issus du traitement des combustibles usés, dans l'usine AREVA de La Hague.

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 d'élimination 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 a édicté un certain nombre de prescriptions à caractère techniques relatives à la gestion des déchets valables pour tous les exploitants nucléaires le 21 avril 2015.

19.8.1.2 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 AREVA NC de La Hague.

EDF, en liaison avec les industriels du cycle du combustible, tient à jour un dossier concernant la compatibilité entre les évolutions des caractéristiques des combustibles neufs ou usés et les évolutions des installations du cycle. L'examen de la plus récente version de ce dossier par l'ASN s'est achevé en 2010. EDF met à présent à jour ce dossier pour mi-2016, toujours en liaison avec les industriels du cycle du combustible, afin de tenir compte des évolutions des installations du cycle du combustible, notamment des capacités d'entreposage des piscines des réacteurs et des usines de traitement, ainsi que des gestions des combustibles et des produits qu'elle met en œuvre dans les réacteurs.

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 ECS réalisées à la suite de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi.

Le CEA dispose d'une grande variété de combustibles usés.

19.8.2 Les mesures prises pour les réacteurs électronucléaires

La gestion des combustibles usés et des déchets radioactifs fait l'objet de la convention commune concernant la sûreté de la gestion des combustibles usés et des déchets radioactifs.

Les combustibles usés font l'objet d'un processus de traitement-recyclage à l'usine AREVA La Hague qui permet :

- de recycler les matières valorisables ;
- de conditionner les déchets ultimes de haute activité à vie longue sous forme vitrifiée dans des conteneurs standards. Ces déchets sont entreposés sur le site de La Hague pour refroidissement pour une durée de plusieurs dizaines d'année. Ils sont destinés à être stockés dans le site de stockage géologique de l'ANDRA en cours de développement dans la Meuse.

Dans ce qui suit, on rappelle les modes de gestion des déchets issus directement de l'exploitation des réacteurs.

La gestion des déchets sur un site de production comporte 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 les plus radioactifs, de moyenne activité, sont conditionnés en conteneurs en béton et directement stockés au Centre de stockage de l'Aube de l'ANDRA (CSA). 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.

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 2017 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 sur CENTRACO et une machine mobile permettant de produire des coques béton (UMC, agrément en cours d'instruction).

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 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 ;

  Ce centre de traitement et de conditionnement de déchets de faible activité est équipé, en plus de son unité d'incinération traitant également les déchets liquides, d'une unité de fusion pour les déchets métalliques. Celle-ci produit des lingots de 200 litres qui sont stockés définitivement au CSA ou au Cires (cf. ci-après) lorsque leur activité massique le permet.

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 et mis en service en 2003.

Nota : La gestion des déchets radioactifs produits en exploitation a été perturbée par l'arrêt de la fusion à la suite de l'accident sur l'unité de fusion de CENTRACO du 12 septembre 2011, nécessitant de privilégier l'évacuation directe vers le CSA. L'exploitation de CENTRACO a repris normalement depuis mai 2015.

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. Les déchets sodés qui seront issus de l'assainissement puis du démantèlement des réacteurs Rapsodie et Phénix seront traités dans une installation qui sera mise en œuvre sur le site de Phénix.

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 AREVA 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 AREVA de La Hague.

19.8.4 L'analyse et le contrôle de l'ASN

19.8.4.1 Gestion des déchets radioactifs

L'ASN examine, lors d'inspections dans les centrales nucléaires, l'organisation des sites et les actions menées en matière gestion des déchets et de combustible usé. Les inspecteurs passent en revue l'organisation du site en matière de gestion des déchets radioactifs, depuis le tri des déchets jusqu'à leur conditionnement, et 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 CNPE.

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.

Malgré une dynamique positive déjà relevée les années précédentes et une organisation en matière d'environnement en progrès sur la plupart des sites, l'ASN estime que l'organisation d'EDF pour assurer la gestion des déchets radioactifs reste perfectible. En effet, le traitement des écarts relatifs à la conformité des installations, la déclinaison des programmes de maintenance et la mise à jour des documents opérationnels ne font pas l'objet d'une attention et d'une anticipation suffisante de la part d'EDF. De plus, le tri des déchets ainsi que l'établissement et le respect du zonage déchets demeurent pour l'ASN des points d'attention particuliers.

Prolongation de la durée de fonctionnement des réacteurs électronucléaires

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.

Avis des Groupe permanent d'experts pour les déchets (GPD) et usines (GPU)

L'ASN a demandé à EDF de lui présenter sa stratégie de gestion des déchets radioactifs issus de l'exploitation et de la maintenance des réacteurs électronucléaires pour les dix prochaines années.

A la demande de l'ASN, EDF a soumis aux Groupes Permanents d'experts GPD et GPU le 1er juillet 2015, sa stratégie de gestion des déchets radioactifs résultant de l'exploitation des centrales électriques et de leur démantèlement.

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, les groupes permanents estiment 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.

19.8.4.2 Gestion du combustible usé

La sûreté de l'entreposage du combustible en piscine de désactivation a fait l'objet d'examens approfondis dans le cadre des réexamens périodiques passés ou en cours, ainsi que dans le cadre des ECS. 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 de désactivation, l'amélioration de la robustesse des moyens d'appoint d'eau et l'amélioration de la gestion des situations accidentelles (cf. § 19.4.2). En dépit de ces modifications, l'ASN souligne que la conception initiale et l'état actuel des piscines de désactivation sont en retrait notable par rapport aux principes de sûreté qui seraient appliqués à une nouvelle installation. De plus, la mise en œuvre de moyens efficaces de limitation des conséquences d'un dénoyage prolongé d'assemblages de combustible irradié n'est pas actuellement envisageable sur les piscines de désactivation du parc électronucléaire d'EDF en exploitation. Compte tenu de ces éléments, l'ASN a demandé à EDF d'examiner dès à présent d'autres options d'entreposage sur site du combustible usé que les piscines de désactivation actuelles en prenant comme référence les objectifs de sûreté définis pour les réacteurs de génération III.

Dans le cadre des ECS, 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.

G – COOPERATION INTERNATIONALE

20. Les mesures de coopération internationale

20.1 Les activités internationales de l'ASN

Les installations nucléaires contrôlées par l'ASN constituent un ensemble 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'ASN conduit son action internationale pour assurer la prise en compte et la promotion des principes de sûreté et de radioprotection et partager son travail et son expérience. Ses principaux objectifs sont les suivants :

- 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 les États étrangers des événements survenus en France et fournir aux pays concernés toutes les informations utiles sur les installations nucléaires françaises situées à proximité de leurs frontières ;
- contribuer à une amélioration des règles et des pratiques aux niveaux européen et international et 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 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.

L'ASN poursuit ses objectifs dans des cadres multilatéraux (européen et non européen), en promouvant l'harmonisation des pratiques en matière de contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection. Ces actions sont menées à bien dans les enceintes multilatérales formelles (AIEA, OCDE/AEN, MDEP, CIPR, UNSCEAR, etc.) et informelles (WENRA, HERCA, etc.), mais également au plan bilatéral, en mettant en place des échanges avec ses homologues étrangers sur tous les sujets d'intérêt commun.

La Commission européenne a mis en place un certain nombre d'instances auxquelles participe l'ASN (par exemple, le groupe européen des Autorités de sûreté nucléaires – ENSREG).

En complément, l'article L. 592-28 du code de l'environnement 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.

D'autre part, 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 des réacteurs

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 l'entraînement à la gestion de crise.

Les activités internationales de l'IRSN visent trois objectifs principaux :

- approfondir les connaissances scientifiques et techniques nécessaires à une meilleure appréciation des risques et à l'amélioration de leur maîtrise ;
- 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.

Ces activités s'inscrivent dans le cadre de collaborations bilatérales et multilatérales, de travaux réalisés sous l'égide d'organismes internationaux comme l'AIEA, l'OCDE/AEN, l'UNSCEAR, la CIPR ou la Commission européenne, mais aussi dans le cadre de services ou de projets de coopération développés par l'AIEA, la Commission européenne ou la Banque européenne de reconstruction et de développement. Certaines d'entre elles sont menées en appui de collaborations internationales de l'ASN.

20.3 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, WOG, EPRI, WNA, INPO, 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) ou pour l'établissement de recommandations (Safety Reference Levels de WENRA), EDF

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).

- Dans le domaine de la R&D nucléaire :
  - À l'OCDE (CSNI) ou à l'EPRI, EDF contribue au partage d'informations et d'expérience et la promotion de la coopération internationale pour les programmes de recherche internationaux autour d'installations de R&D.

20.4 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 la Russie, l'Inde et le Japon.

Relativement aux réacteurs de 4ème génération, dans le cadre collaboratif du Forum, le CEA contribue à des études sur le combustible et la sûreté du projet de réacteur expérimental à neutrons rapides refroidi au gaz (projet ALLEGRO).

Au niveau radioprotection, le CEA participe à diverses activités de recherche et également aux activités de l'UNSCEAR.

20.5 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 Etats 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).

ANNEXE 1 – LISTE ET LOCALISATION DES REACTEURS NUCLEAIRES EN FRANCE

1.1. Localisation des réacteurs nucléaires

Les 58 réacteurs électronucléaires et les 11 réacteurs de recherche en exploitation au sens administratif au 31 juillet 2013 sont répartis sur le territoire de la France comme indiqués sur la carte ci-dessous. En outre, un réacteur électronucléaire et un réacteur de recherche sont en construction.

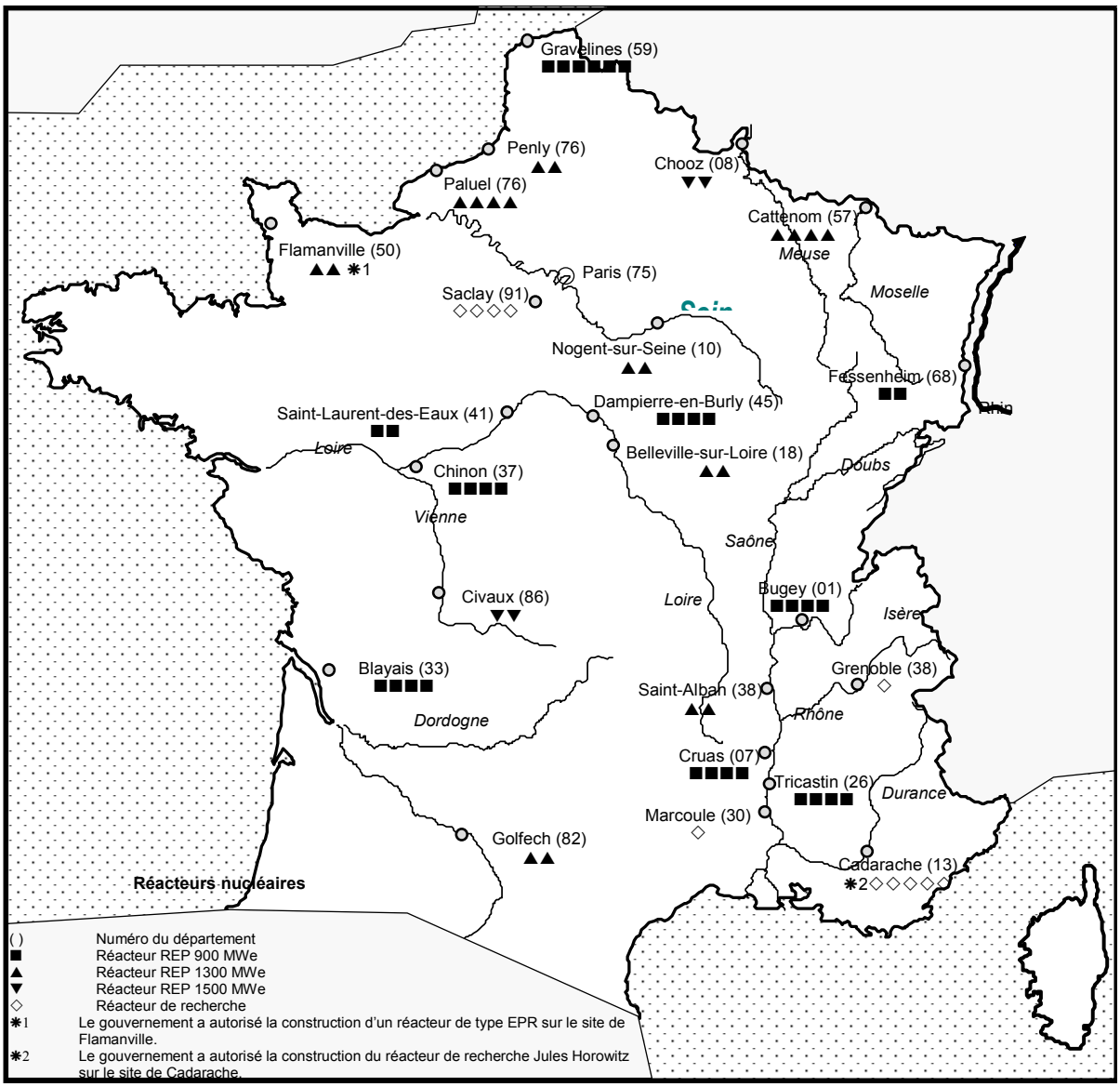


Figure 15: Carte de France situant les réacteurs nucléaires en exploitation et en construction

La puissance électrique totale installée est de l'ordre de 64 000 MWe.

Les 58 réacteurs électronucléaires à eau sous pression situés sur 19 sites sont exploités par EDF.

Le réacteur prototype électronucléaire PHÉNIX à neutrons rapides (arrêté) et 9 autres réacteurs de recherche sont exploités par le CEA. Le réacteur de recherche à haut flux RHF est exploité par l'Institut Laue – Langevin (ILL).

ANNEXE 1 – Liste et localisation des réacteurs nucléaires en France

1.2. Liste des réacteurs électronucléaires

Tableau 13 : 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)	

ANNEXE 1 – Liste et localisation des réacteurs nucléaires en France

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 08.12079)	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 P'4 1300 MWe	24.06.82 (JO du 26.06.82)	
125	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CATTENOM (réacteur 2) 57570 Cattenom	EDF	1 réacteur REP P'4 1300 MWe	24.06.82 (JO du 26.06.82)	
126	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CATTENOM (réacteur 3) 57570 Cattenom	EDF	1 réacteur REP P'4 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 P'4 1300 MWe	15.09.82 (JO du 16.09.82)	

ANNEXE 1 – Liste et localisation des réacteurs nucléaires en France

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 P'4 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 P'4 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 P'4 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 P'4 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 P'4 1300 MWe	23.02.83 (JO du 26.02.83)	
137	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CATTENOM (réacteur 4) 57570 Cattenom	EDF	1 réacteur REP P'4 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 P'4 1300 MWe	09.10.84 (JO du 13.10.84)	
142	CENTRALE NUCLÉAIRE DE GOLFECH (réacteur 2) 82400 Golfech	EDF	1 réacteur REP P'4 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 14 : 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	Déclarée le :	Autorisée le :	OBSERVATIONS
24	CABRI (Cadarache) 13115 Saint-Paul-lez-Durance	CEA	Réacteur 25 MW-th	27.05.64		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)	
40	OSIRIS (Saclay) 91191 Gif-sur-Yvette Cedex	CEA	Réacteur 70 MW-th		08.06.65 (JO du 12.06.65)	Définitivement arrêté le 16.12.2015
	ISIS (Saclay) 91191 Gif-sur-Yvette Cedex	CEA	Réacteur 0,70 MW-th		08.06.65 (JO du 12.06.65)	
42	EOLE (Cadarache) 13115 Saint-Paul-lez-Durance	CEA	Réacteur 0,0001 MW-th		23.06.65 (JO des 28 et 29.06.65)	Arrêt définitif en 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)
71	PHÉNIX (Marcoule) 30205 Bagnols-sur-Cèze	CEA	Réacteur rapide 563 MW-th (350 MW-th depuis 1993)		31.12.69 (JO du 09.01.70)	Définitivement arrêté
92	PHÉBUS (Cadarache) 13115 Saint-Paul-lez-Durance	CEA	Réacteur 40 MW-th		05.07.77 (JO du 19.07.77)	Définitivement arrêté
95	MINERVE (Cadarache) 13115 Saint-Paul-lez-Durance	CEA	Réacteur 0,0001 MW-th		21.09.77 (JO du 27.09.77)	Arrêt définitif en 2017
101	ORPHÉE (Saclay) 91191 Gif-sur-Yvette Cedex	CEA	Réacteur 14 MW-th		08.03.78 (JO du 21.03.78)	Arrêt définitif à horizon 2020
172	JULES HOROWITZ (RJH) (Cadarache) 13115 Saint-Paul-lez Durance Cedex	CEA	Réacteur 100 MW		12.10.09 (JO du 14.10.09)	Décret n°2009-1219 du 12.10.09 (JO du 14.10.09)

ANNEXE 2 – PRINCIPAUX TEXTES LEGISLATIFS ET REGLEMENTAIRES

2.1. Codes, lois et règlements

- Code de l'environnement :
  - Livre Ier – 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 : 1ère partie – Livre III – titre III – Chapitre III (articles L 1333-1 et suivants et articles correspondants de la partie réglementaire de ce code) 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° 2007-830 du 11 mai 2007 relatif à la nomenclature des installations nucléaires de base.
- Décret n° 2007-831 du 11 mai 2007 fixant les modalités de désignation et d'habilitation des inspecteurs de la sûreté nucléaire.
- Décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances radioactives (décret portant sur les procédures).
- Décret n° 2007-1572 du 6 novembre 2007 relatif aux enquêtes techniques sur les accidents ou incidents concernant une activité nucléaire.
- Décret n° 2008-251 du 12 mars 2008 relatif aux commissions locales d'information auprès des installations nucléaires de base.
- Décret n° 2010-277 du 16 mars 2010 relatif au Haut Comité pour la transparence et l'information sur la sécurité 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 ministériel du 12 décembre 2005 modifié relatif aux équipements sous pression nucléaires.

2.2. Décisions réglementaires de l'ASN

Tableau 15 : Liste des décisions réglementaires de l'ASN à fin juin 2016

Thème	Texte adopté	Consultations
Textes relatifs aux procédures		
Réexamen périodique		Du 25/04 au 26/05/2013 (1ère 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))
Traitement des modifications matérielles	Décision n°2014-DC-0420 du 13 février 2014. Homologation par arrêté du 11/04/2014 (JORF du 14/05/2014)	Du 18/03/10 par courrier et du 18/04/10 sur Internet jusqu'au 15/07/2010 ; WENRA le 26/03/10 (par courriel)
Rapport de sûreté (contenu)	Décision n° 2015-DC-0532 de l'ASN du 17 novembre 2015 Homologation : arrêté du 11/01/2016 (JORF du 15/01/2016)	Du 21/04/11 par courrier et du 30/04/11 sur internet jusqu'au 31/07/2011)
Autorisations internes	Décision n° 2008-DC-0106 de l'ASN du 11 juillet 2008 Homologation : arrêté du 26/09/2008 (JORF du 11/10/2008)	
Plan de démantèlement (contenu)		
Procédures de consultation du public	Décision n°2013-DC-0352 du 18 juin 2013. Homologation par arrêté du 15/07/2013 (JORF du 26/07/2013)	Consultation du public : du 12/03//2013 au 13/04/2013 CSPRT : 28/05/2013
Diverses dispositions sur les procédures		
Audition des exploitants et des CLI	Décision n° 2010-DC-0179 de l'ASN du 13 avril 2013	

ANNEXE 2 – Principaux textes législatifs et réglementaires

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)
Conception et exploitation des stockages de 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
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)	
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)	Du 15/03/13 au 16/04/13 CSPRT : 03/07/2013 (1ère consultation du 12/07/10 par courrier, sur internet 19/07/10 jusqu'au 15/10/10)
Gestion et élimination des déchets		
Contenu de l'étude déchets des INB	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
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		
ESPN		
Composants de rechange des CPP et CSP	Décision n° 2012-DC-0236 de l'ASN 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
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 (1er 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.l.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.l.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.l.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 (1er 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 (1er juillet 1991).

2.3.4 Guides

Les guides de l'ASN (en vigueur à la date de juin 2016) 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.

ANNEXE 2 – Principaux textes législatifs et réglementaires

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 déclassement des installations nucléaires de base en France (18/06/2010).

N°7 Transport à usage civil de colis ou de substances radioactives sur la voie publique (Demandes d'agréments et d'approbation d'expédition) (28/02/2013).

N°9 Déterminer le périmètre d'une INB (31/10/2013).

N°8 Évaluation de la conformité des équipements sous pression nucléaires (04/09/2012).

N°10 Implication locale des CLI dans les 3es 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 (21/06/2010).

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).

Les guides de l'ASN en projet (à la date d'avril 2016)

Tableau 16 : Liste des guides de l'ASN en projet

Titre	Consultation
Exigence de sûreté pour la conception des REP	
Établissement et modification du plan de zonage déchets des INB	
Gestion des sols pollués par les activités d'une INB	

Participation des parties prenantes à l'élaboration d'une décision réglementaire ou d'un guide de l'ASN	
Politique de protection des intérêts (PPI) et système de management intégré (SMI)	Du 24/01/2014 au 21/02/2014 Du 03/08/10 par courrier et sur internet du 10/08/10 jusqu'au 15/11/10 WENRA le 10/08/2010 par courriel
Combustibles REP	
Arrêt pour rechargement des REP	
Gestion du risque de criticité	
Modalités d'approbation des conditionnements de déchets	
Conception et exploitation des entreposages de déchets internes	
Gestion des situations d'urgence	
Déclaration d'incidents	

ANNEXE 3 – ORGANISATION DES EXPLOITANTS DE REACTEURS NUCLEAIRES

3.1. Organisation d'EDF pour les réacteurs nucléaires

EDF est la principale entreprise de production d'électricité en France et aujourd'hui la seule qui exploite des réacteurs électronucléaires en France. La sûreté nucléaire et la radioprotection s'appliquent à toutes les INB exploitées par l'entreprise, ainsi qu'aux matières nucléaires expédiées par celles-ci. La sûreté nucléaire et la radioprotection concernent toutes les personnes travaillant ou se trouvant dans une INB à quelque titre que ce soit. À cet égard, EDF a défini et mis en œuvre une politique en matière de sûreté nucléaire et radioprotection (cf. § 10.2), avec la mise en place d'une évaluation indépendante au niveau de chaque site nucléaire, au niveau de la direction de la production nucléaire (DPN) et au niveau du président directeur général.

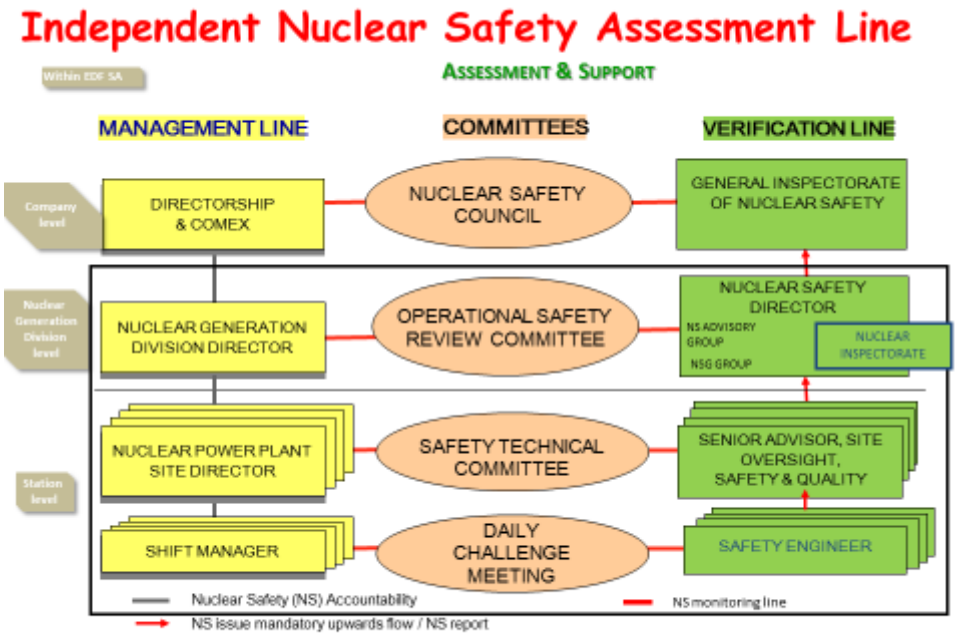


Figure 16: Organisation de la sûreté nucléaire et du contrôle à EDF

3.1.1 Le président directeur général

Dans le cadre de la délégation de pouvoirs qui lui a été donnée par le Conseil d'administration, le président directeur général 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. Il 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.

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.

La nouvelle organisation pour le nucléaire, mise en place en 2015, s'appuie sur deux directions:

- la direction du parc nucléaire et thermique DPNT;
- la direction ingénierie et projets nouveau nucléaire DIPNN.

Elles sont porteuses de 4 grands projets:

- l'exploitation dans la durée des réacteurs avec la mise en œuvre du programme de rénovation et travaux associés (grand carénage), la déconstruction et la gestion des déchets pour la DPNT ;
- l'EPR de Flamanville 3 et les nouveaux modèles de réacteurs pour la DIPNN.

Concernant l'exploitation des réacteurs nucléaire, la DPNT comporte en particulier :

- la division production nucléaire, avec l'ensemble des sites en exploitation, l'unité nationale ingénierie pour l'exploitation (UNIE) et l'unité technique opérationnelle (UTO) ;
- la division combustible nucléaire ;
- une direction des projets déconstruction et déchets;
- une division de l'ingénierie du parc, de la déconstruction et de l'environnement, qui regroupe l'ensemble des équipes du CIPN et certaines équipes du CIDEN (environnement, construction neuve et génie civil, maîtrise des risques et fonctionnement) ;
- le programme grand carénage.

Concernant l'ingénierie et les nouveaux projets nucléaires, la DIPNN comporte en particulier :

- une direction technique et industrielle ;
- une direction de projet Flamanville 3 ;
- une direction de projet EPR nouveau modèle ;
- une direction développement.

Sont rattachées à la DIPNN les unités d'ingénierie suivantes : le centre national d'équipement de production d'électricité (CNEPE), le centre national d'équipement nucléaire (CNEN), le service études et projets thermiques et nucléaires (SEPTEN) et le centre d'expertise et d'inspection dans les domaines de la réalisation et de l'exploitation (CEIDRE).

Avec ces unités d'expertise, qui sont également nécessaires pour le parc en exploitation, la DIPNN se trouve ainsi au cœur des enjeux du parc en exploitation et du nouveau nucléaire.

3.1.2 Le directeur exécutif groupe en charge de la production nucléaire et thermique et le directeur exécutif groupe en charge de l'ingénierie et projets nouveau nucléaire

Le directeur exécutif groupe en charge de la production nucléaire et thermique et le directeur exécutif groupe en charge de l'ingénierie et projets nouveau nucléaire, prennent toutes dispositions nécessaires à l'exercice par EDF S.A de sa qualité d'exploitant nucléaire, en particulier dans toutes les phases du processus dont ils ont la charge: exploitation des réacteurs, construction et mise en service de l'EPR à Flamanville 3.

Ils proposent et mettent en œuvre les principes d'organisation et de fonctionnement permettant le respect des règles de la sûreté nucléaire et de la radioprotection, ainsi que le bon exercice de la responsabilité d'exploitant nucléaire, en particulier concernant les principaux choix d'investissement et de maintien du patrimoine (technique et intellectuel), conformément aux procédures internes en la matière. Ils s'appuient sur les directeurs et directeurs d'unité technique placés sous leur autorité dans les différents domaines concernés.

Ils sont l'interlocuteur des autorités compétentes en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection pour les réacteurs nucléaires, chacun dans leur domaine.

Le directeur exécutif groupe en charge de l'ingénierie et projets nouveau nucléaire est responsable de de l'élaboration du référentiel de conception et de la prise en compte dans la construction des réacteurs. L'évolution du référentiel de conception durant l'exploitation des réacteurs du parc nucléaire relève du directeur exécutif groupe en charge de la production nucléaire et thermique, en concertation et avec l'appui des directeurs concernés de la division ingénierie et projets nouveau nucléaire.

Ils fixent les mesures propres à mettre en œuvre, dans leur domaine, la politique et les orientations en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection. Ils fixent les objectifs à atteindre et la répartition des ressources entre les unités. Le directeur exécutif groupe en charge de la production nucléaire et thermique veille à ce que les directeurs d'unités disposent à tout moment de l'autorité, des compétences et des moyens nécessaires à la bonne réalisation des objectifs qui leur sont fixés, soit dans leur unité, soit sous forme de moyens collectifs à leur disposition, dans leur direction ou en dehors.

3.1.3 Le directeur de la division production nucléaire pour les réacteurs en exploitation

Sous l'autorité du directeur exécutif groupe en charge de la production nucléaire et thermique, le directeur de la division production nucléaire est le représentant de l'exploitant nucléaire EDF S.A pour l'ensemble des réacteurs nucléaires en exploitation.

Le directeur de la division production nucléaire prend toutes dispositions nécessaires à l'exercice par EDF S.A de sa qualité d'exploitant nucléaire, en particulier dans toutes les phases du processus dont l'entreprise a la charge concernant l'exploitation du parc nucléaire. Il propose et met 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.

Il est l'interlocuteur des autorités compétentes en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection pour ce qui concerne les aspects génériques des réacteurs dont il est l'exploitant nucléaire.

En particulier, le directeur de la division production nucléaire est responsable de la validation et de la prise en compte des évolutions du référentiel d'exploitation des réacteurs et bénéficie pour ce faire de l'appui des autres directions concernées.

Dans le cadre de la réalisation de leurs missions, les directeurs de la direction ingénierie et projets nouveau nucléaire organisent l'appui des unités d'études et d'ingénierie de leur unité aux activités de la division production nucléaire.

3.1.4 Le directeur de centre nucléaire de production d'électricité (CNPE)

Représentant de l'exploitant nucléaire EDF S.A au titre des installations pour lesquelles il dispose de la délégation du directeur de sa division et sous l'autorité de celui-ci, il prend toutes dispositions nécessaires à l'exercice de cette responsabilité. En particulier, dans toutes les phases du processus dont l'entreprise a la charge, il propose et met 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 de représentant de l'exploitant nucléaire EDF S.A.

Le directeur de CNPE édicte les mesures d'ordre interne de nature à faciliter le respect des exigences de sûreté nucléaire et de radioprotection. Il fait vérifier le respect de ces exigences par un contrôle interne adapté. Il porte à la connaissance du directeur de sa division les informations relatives à la sûreté nucléaire et à la radioprotection. Il est l'interlocuteur des autorités nationales et locales compétentes en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection pour les aspects spécifiques aux installations dont il a la charge.

3.2. Organisation du CEA

Le CEA, organisme public de recherche créé en 1945, a mis en place en 2001 une organisation de ses moyens opérationnels basée sur la création de quatre « pôles » opérationnels correspondant à ses grands domaines d'activité comme illustré sur l'organigramme ci-après en figure 16 : pôle énergie nucléaire, pôle recherche technologique, pôle recherche fondamentale et pôle défense. Quatre pôles fonctionnels, parmi lesquels le pôle « maîtrise des risques », complétaient l'organisation. Chaque pôle opérationnel est doté de moyens (direction générale, directions d'objectifs, moyens fonctionnels propres) lui permettant de développer, planifier et contrôler l'ensemble de ses activités.

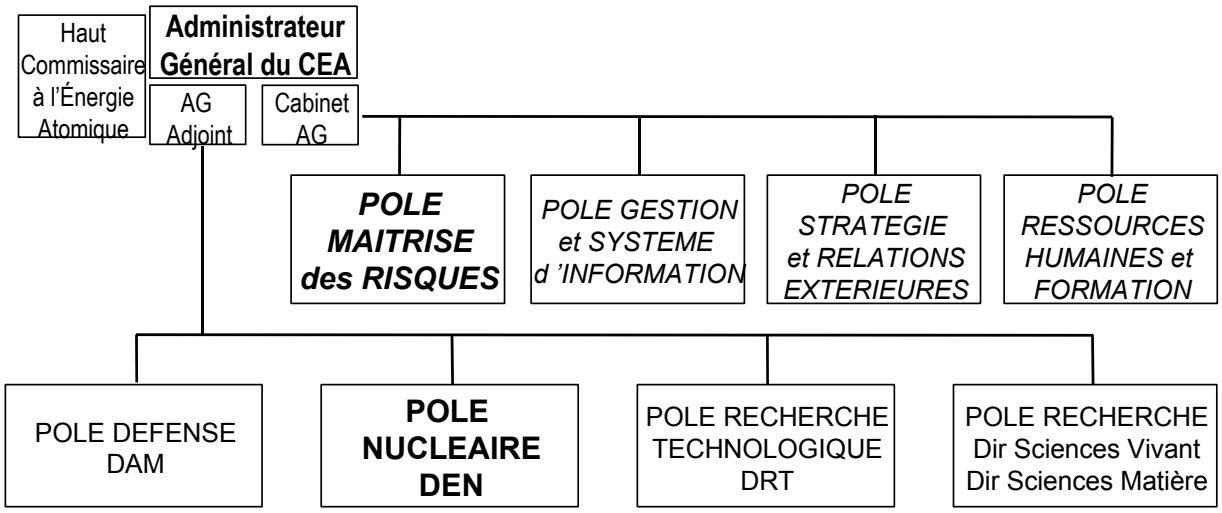


Figure 17 : Organisation générale du CEA jusqu'à fin 2015

Les réacteurs nucléaires, objet du présent rapport, sont gérés par le pôle énergie nucléaire (direction de l'énergie nucléaire) qui en définit les programmes et veille à leur maintien en conditions opérationnelles.

Cette organisation a évolué en janvier 2016 avec la suppression de la terminologie de « pôle » ; les pôles devenant des « directions ». Cette nouvelle organisation générale du CEA est décrite en figure 18.

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 et en particulier de l'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 protection et de la sûreté nucléaire, pour le compte de l'Administrateur général.

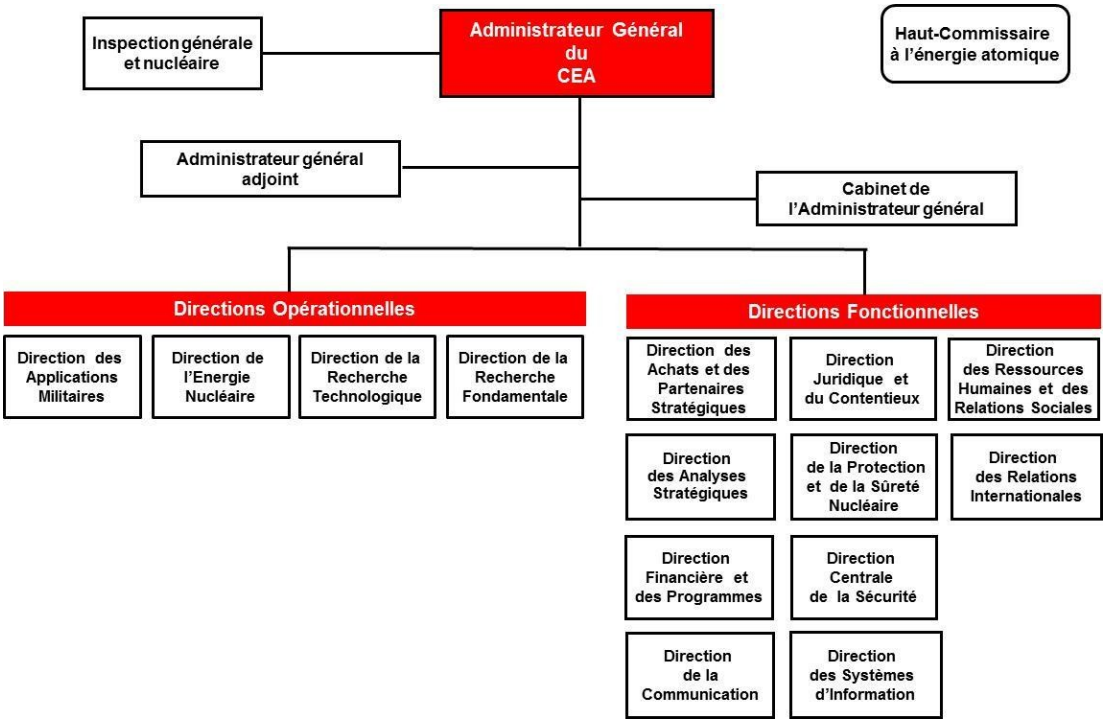


Figure 18 : Organisation générale du CEA à partir de janvier 2016

3.3. Organisation d'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.

ANNEXE 3 – Organisation des exploitants de réacteurs nucléaires

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 17 : Surveillance réglementaire des rejets liquides d'une centrale nucléaire

ORIGINE ET NATURE	PRÉLÈVEMENTS ET CONTRÔLES RÉGLEMENTAIRES IMPOSÉS A L'EXPLOITANT
RÉSERVOIRS T Effluents résiduaires, Effluents de servitude, Purges GV	Prélèvement dans chaque réservoir, après homogénéisation : ▪ analyses préalables au rejet : ➢ pH, α_G, β_G, γ_G, ^3H, spectrométrie γ ➢ substances chimiques selon la configuration du site ▪ analyses *a posteriori* : ^{14}C Mesure en continu de l'activité γ sur la canalisation de rejet en amont de son aboutissement dans les eaux de refroidissement En fin de mois, réalisation d'un échantillon aliquote moyen mensuel ▪ analyses : ^{63}Ni, DCO et métaux
Réservoirs EX (Effluents de la salle des machines)	Prélèvement dans chaque réservoir, après homogénéisation ▪ analyses préalables au rejet : ➢ β_G, ^3H ➢ substances chimiques selon la configuration du site En fin de mois, réalisation d'un échantillon aliquote moyen mensuel ▪ analyses : pH, α_G, β_G, γ_G, ^3H, spectrométrie γ
Eaux usées, eaux pluviales	Prélèvements ponctuels d'eau – analyses : β_G, potassium, ^3H Prélèvements, au moins annuels, des dépôts dans les réseaux collecteurs ▪ analyses : spectrométrie γ

Activité α_G, β_G, γ_G = activité α, β, γ globale

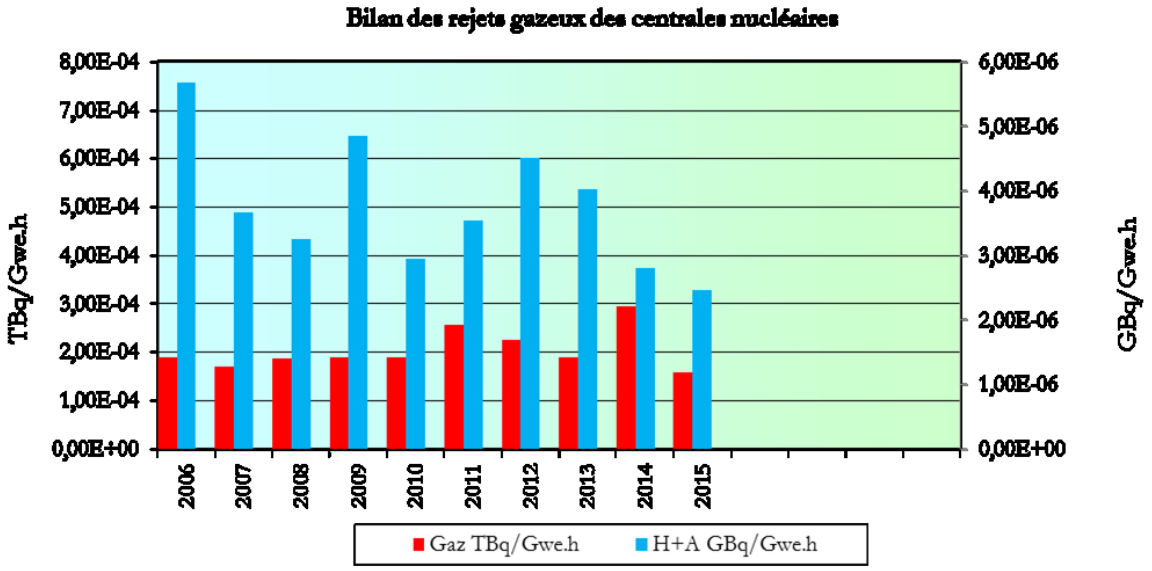
4.1.2 Surveillance réglementaire des rejets gazeux d'une centrale nucléaire

Tableau 18 : 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 : • gaz – analyses : spectrométrie γ (gaz rares), ^{3}H • halogènes gazeux – analyses : γ_G, spectrométrie γ • aérosols – analyses : α_G, β_G, spectrométrie γ

4.1.3 Bilan des rejets des centrales nucléaires (2006-2015)



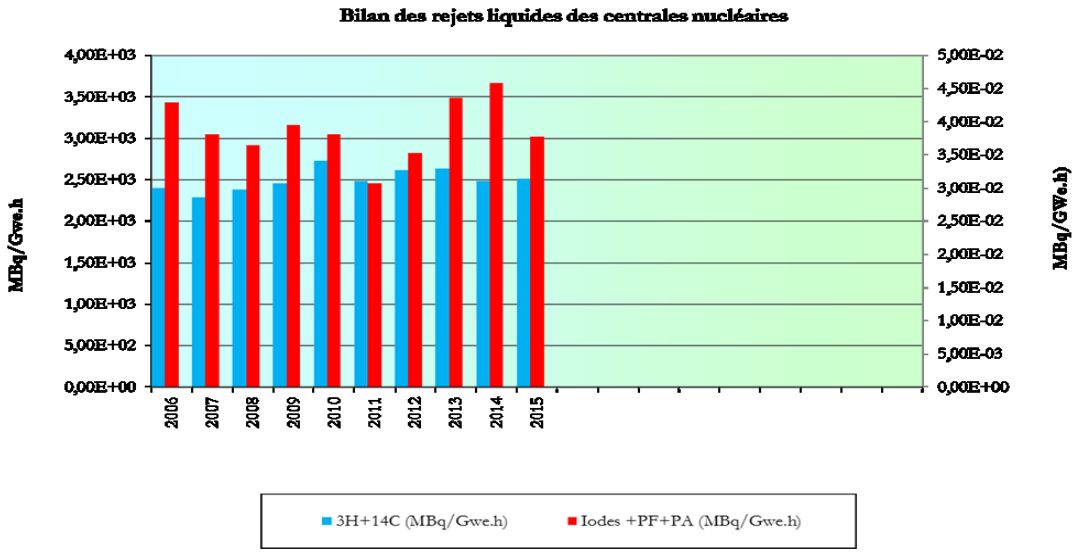


Figure 19 : Bilan des rejets des centrales nucléaires (2006-2015)

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

4.2. Nature de la surveillance autour des centrales nucléaires

Tableau 19 : Nature de la surveillance autour des centrales nucléaires

Milieu surveillé ou nature du contrôle	Centrale électronucléaire
Air au niveau du sol	• 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 β_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	• 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	• 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	• 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, ^{14}C et spectrométrie γ
Eaux souterraines	• 5 points de prélèvement (contrôle mensuel) avec mesure de β_G, du K et du ^3H
Sol	• 1 prélèvement annuel de la couche superficielle des terres avec spectrométrie γ
Végétaux	• 2 points de prélèvement d'herbe (contrôle mensuel) spectrométrie γ. Mesures périodiques du ^3H, du carbone 14 (^{14}C) et du carbone total • Campagne annuelle sur les principales productions agricoles avec mesure du ^3H, du ^{14}C et du carbone total, et spectrométrie γ.
Lait	• 2 points de prélèvement (contrôle mensuel) avec spectrométrie γ et annuellement mesure du ^{14}C 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. 1333-11 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. Afin de garantir la qualité des mesures, seules les mesures par l'IRSN ou par un laboratoire agréé par l'ASN peuvent être communiquées au Réseau national de mesures.

Le site Internet permet ainsi d'obtenir des informations sur la radioactivité, sur le Réseau national de mesures et un accès à la base de données qui regroupe l'ensemble des mesures de radioactivité effectuées sur le territoire national (soit près de 1 700 000 mesures).

Le réseau national de mesures est accessible sur www.mesure-radioactivite.fr . Une refonte de ce site visant à renforcer la lisibilité des informations pour le public a été engagée en 2014 et sera opérationnelle dans le courant de l'année 2016.

Figure 20 : implantation des stations de surveillance de l'environnement en 2015 (source : IRSN)

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).

La rénovation du réseau Téléray, initiée en 2009, a abouti en 2015 à l'implantation de près de 420 balises de nouvelle génération (Figure 21), à proximité des installations nucléaires sources potentielles de rejets et également dans les agglomérations.

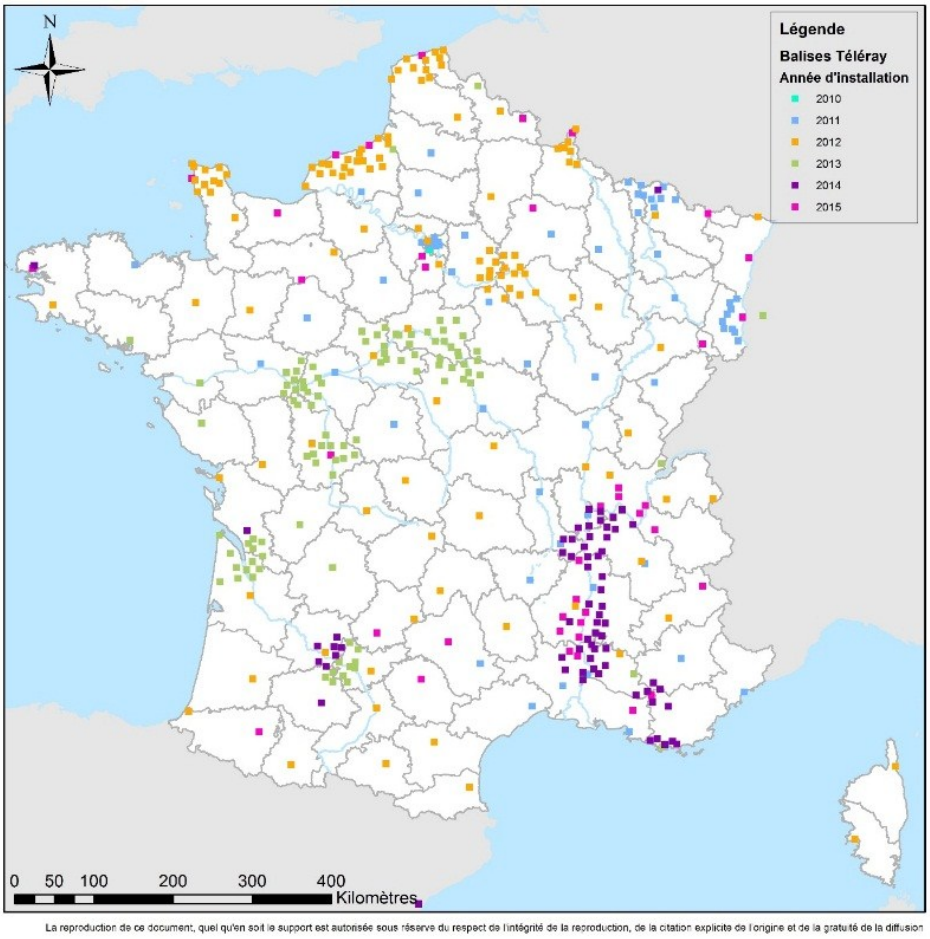


Figure 21 : Implantation des stations du réseau Téléray en 2015 (source : IRSN)

ANNEXE 5 – MISSIONS OSART

La France, hôte régulier des missions OSART

L'analyse en profondeur de l'organisation de la sûreté en exploitation des centrales nucléaires est réalisée au travers des missions dites « OSART » (*Operational Safety Review Team*, mission d'examen de la sûreté en exploitation). Chaque mission, qui dure 3 semaines en moyenne, concerne une centrale nucléaire et est complétée par une mission de suivi qui se déroule 18 mois après la mission d'examen.

Depuis 1985, des missions OSART et les missions de suivi associées sont accueillies en France. En 2016, l'ensemble du parc nucléaire français a fait l'objet d'au moins une mission OSART. Ainsi, en ce qui concerne ces missions, la France aura répondu à la recommandation du plan d'action de l'AIEA sur la sûreté nucléaire décidé après l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi : « *Member States to be strongly encouraged to voluntary host IAEA peer reviews, including follow-up reviews, on a regular basis* ».

Par ailleurs, la France envoie régulièrement des experts pour constituer les équipes d'auditeurs à l'étranger.

Le tableau ci-après liste les missions OSART qui se sont déroulées ou qui sont prévues en France.

Tableau 20 : Liste des missions OSART organisées en France

	Centrales	Dates missions	Dates mission de suivi
	Bugey	13-30 novembre 2017	2019
	Golfech	10-27 octobre 2016	2018
	Dampierre	31 août - 17 septembre 2015	2017
	Corporate EDF	24 novembre - 9 décembre 2014	7 – 11 novembre 2016
	Flamanville (réacteurs 1 et 2)	6 - 23 octobre 2014	28 novembre - 2 décembre 2016
25	Chooz	17 juin-4 juillet 2013	1-5 juin 2015
24	Gravelines	12-29 novembre 2012	19-23 mai 2014
23	Cattenom	14 novembre - 1er décembre 2011	3-7 juin 2013
22	Saint-Alban	20 septembre - 6 octobre 2010	19-23 mars 2012
21	Fessenheim	23 mars - 8 avril 2009	7-11 février 2011
20	Cruas	24 novembre - 11 décembre 2008	13-17 décembre 2010

19	Chinon	27 novembre - 14 décembre 2007	7-11 décembre 2009
18	Saint Laurent	25 novembre - 14 décembre 2006	6-10 octobre 2008
17	Blayais	2-18 mai 2005	6-10 novembre 2006
16	Penly	29 novembre - 15 décembre 2004	2-5 mai 2006
15	Civaux	12-28 mai 2003	6-10 décembre 2004
14	Nogent	20 janvier - 6 février 2003	15-19 novembre 2004
13	Tricastin	14-31 janvier 2002	17-25 novembre 2003
12	Belleville	9-26 octobre 2000	13-17 mai 2002
11	Bugey	8-25 mars 1999	5-9 juin 2000
10	Golfech	26 octobre - 12 novembre 1998	6-10 mars 2000
9	Paluel	12-30 janvier 1998	21-25 juin 1999
8	Dampierre	11-29 novembre 1996	15-19 juin 1998
7	Flamanville	30 janvier - 16 février 1995	3-7 juin 1996
6	Cattenom	14-31 mars 1994	12-16 juin 1995
5	Gravelines	15 mars - 2 avril 1993	7-10 novembre 1994
4	Fessenheim	9-27 mars 1992	-
3	Blayais	13-31 janvier 1992	-
2	Saint Alban	20 octobre - 10 novembre 1988	-
1	Tricastin	4-29 octobre 1985	-

ANNEXE 5 – Missions OSART

Les conclusions des dernières missions OSART

- **Dampierre (mission du 31 août au 17 septembre 2015)**

L'équipe OSART a souligné la performance du site au regard de l'intégration du retour d'expérience issu de l'ensemble du parc de réacteurs EDF, les innovations déployées dans les actions de communication et de formation pour développer la culture de sûreté, ainsi que la transmission des savoirs et des savoir-faire trans-générationnelle, dans un contexte de fort renouvellement des effectifs de la centrale. La mission OSART a par ailleurs émis des suggestions et recommandations portant sur : l'application des pratiques de fiabilité pour l'exploitation des installations (en particulier au moment des changements d'états de réacteur), la profondeur des analyses de sûreté pour caractériser les écarts, la gestion des entreposages et du colisage sur les installations, et la disponibilité et l'opérabilité des moyens de crise.

- **« Corporate OSART » EDF SA (mission du 24 novembre au 9 décembre 2014)**

Initiées en 2013, les missions « Corporate » sont effectuées dans les services centraux de l'exploitant. Pour la première mission de ce type en France, l'évaluation a porté sur les fonctions centralisées de l'organisation générale d'EDF qui ont un impact sur tous les aspects de la sûreté d'exploitation des réacteurs nucléaires. Les aspects de gestion managériale de l'entreprise, l'indépendance du contrôle, les ressources humaines, la communication, la maintenance, le support technique, l'expérience d'exploitation, la gestion des situations d'urgence et des accidents graves ont été passés en revue.

Parmi les bonnes pratiques du groupe mises en évidence, l'équipe OSART a salué le programme de formation mis en place par EDF, sa Force d'action rapide nucléaire (FARN) pour faire face à des situations de crise, ou encore ses bonnes relations avec les acteurs de la sûreté à tous les échelons. Elle estime par ailleurs qu'EDF peut mieux faire en matière de planification et de documentation des changements prévus dans les centrales lors des périodes d'arrêt de réacteurs ou encore en matière de généralisation des méthodes d'analyse utilisées en cas d'incident.

- **Flamanville - réacteurs 1 & 2 (mission du 6 au 23 octobre 2014)**

Pour ce site, l'équipe OSART a identifié des bonnes pratiques comme le bon système de gestion ou le suivi de la compétence du personnel bien établi. En revanche, elle a également identifié des marges de progrès concernant les pratiques d'entretien, l'amélioration de l'application des procédures de la centrale ou encore l'approfondissement des causes des évènements d'exploitation.

Les rapports de l'ensemble de ces missions sont rendus publics et disponibles sur le site de l'ASN : http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/International/Organisations-internationales/Organisations-de-l-ONU/Les-audits-de-l-AIEA-en-France.

ANNEXE 6 – BIBLIOGRAPHIE

7.1. 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.4, janvier 2013.

/3/ Convention sur la sûreté nucléaire – Rapport national pour la seconde réunion extraordinaire, août 2012.

/4/ Rapport annuel 2015 de l'Autorité de sûreté nucléaire, avril 2016.

http://www.asn.fr/Informer/Publications/Rapports-de-l-ASN

/5/ EDF – Rapport de l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire et la radioprotection, 2015.

https://www.edf.fr/sites/default/files/contrib/groupe-edf/producteur-industriel/nucleaire/Actualit%C3%A9s/2015_rapport-igsnr.pdf

/6/ CEA - Rapport annuel 2014 http://www.cea.fr/multimedia/Pages/editions/institutionnel/rapport-annuel-2014.aspx

/7/ ILL – Rapport annuel 2015 https://www.ill.eu/fileadmin/users_files/Annual_Report/AR-15/index.html

7.2. 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
- Site d'information EPR Flamanville 3 : http://energies.edf.com/edf-fr-accueil/la-production-d-electricite-edf/-nucleaire/le-nucleaire-du-futur/epr-flamanville-3/flamanville-3-en-images-120266.html
- ILL : www.ill.fr
- ANDRA : www.andra.fr
- AIEA : www.iaea.org

ANNEXE 7 – LISTE DES PRINCIPALES ABREVIATIONS

Tableau 21 : Liste des principales abréviations

AAR	Arrêt Automatique du Réacteur
AG	Accident Grave
AIEA	Agence Internationale de l'Energie 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
CEIDRE	Centre d'expertise et d'inspection dans les domaines de la réalisation et de l'exploitation
CEMAGREF (maintenant) IRSTEA	Institut national de recherche en sciences et technologies pour l'environnement et l'agriculture
CFH	(EDF) Consultant Facteurs Humains
CICNR	Comité interministériel aux crises nucléaires ou radiologiques
CIDEN	(EDF) Centre d'ingénierie déconstruction et environnement
CIRES	(ANDRA) Centre industriel de regroupement, d'entreposage et de stockage
CLI	Commission Locale d'Information
CMS	Cote Majorée de Sécurité
CNPE	Centres Nucléaires de Production d'Electricité
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

ANNEXE 7 – Liste des principales abréviations

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 Construction
DCN	(EDF) Division Combustible Nucléaire
DEN	(CEA) Direction de l'Energie Nucléaire
DGSCGC	Direction générale de la sécurité civile et de la gestion des crises
DPN	(EDF) Division Protection Nucléaire
DPNT	(EDF) Direction de la Production Nucléaire et Thermique
DPSN	(CEA) Direction de la Protection et de la Sûreté Nucléaire
DUS	Diesel d'Ultime Secours
ECOT	(EDF) Programme d'examen de conformité des tranches
ECS	Evaluations Complémentaires de Sûreté
ECURIE	European Community Urgent Radiological Information Exchange
EDF	Electricité De France
EIP	Eléments Importants pour la Protection
ELC	Equipe locale de crise
EPRI	Electric Power Research Institute
EPS	Etude Probabiliste de Sûreté
ESE	Evènements Significatifs pour l'Environnement
ESPN	Equipement Sous Pression Nucléaire
ESR	Evénements Significatifs pour la Radioprotection
ESS	Evénements Significatifs pour la Sûreté
ETC-N	(EDF) Equipe Technique de Crise Nationale
EVU	Système d'Evacuation Ultime de la chaleur du bâtiment réacteur
FARN	Force d'Action Rapide Nucléaire
FCE	(CEA) Fichier Central de l'Experience
FOH	Facteurs Organisationnels et Humains
GE LLS	Groupe Electrogène d'ultime secours
GIAG	Guide d'Intervention en Accident Grave
GPE	Groupe Permanent d'Experts
GPEC	Gestion prévisionnelle des emplois et des compétences
GPR	Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires

ANNEXE 7 – Liste des principales abréviations

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	Installations Nucléaires de Base
INBS	INB secrète
INPO	Institute of Nuclear Power Operation
IPS	Important Pour la Sûreté
IRRS	Integrated Regulatory Review Service
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire
ITER	International Thermonuclear Experimental Reactor
MDEP	Multinational Design Evaluation Programme
MEDDE	Ministère de l'Écologie, du Développement durable et de l'Énergie
MEEM	Ministère de l'Environnement, de l'Energie et de la Mer
MHI	Mitsubishi Heavy Industry
MSNR	Mission sûreté nucléaire et radioprotection
NIG	(CEA) Note d'instruction générale
OPECST	Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques
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

ANNEXE 7 – Liste des principales abréviations

PCS	Plans Communaux de Sauvegarde
PFC	Pénétration 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 à combustibles
PUI	Plan d'Urgence Interne
PV	Procès-Verbal
QSE (System)	CEA/DEN System de Management Intégré « Qualité, Santé/sécurité/sûreté, Environnement »
RANET	AIEA Réseau global d'assistance nucléaire (Global Nuclear Response Network)
RAP	Recombineurs autocatalytiques passifs d'hydrogène
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	Règle Générale d'Exploitation
RGV	Remplacement des Générateurs de Vapeur
RHF	Réacteur à haut flux (de l'Institut Laue-Langevin)
RJH	Réacteur Jules- Horowitz
RNM	Réseau national de mesure de la radioactivité de l'environnement
RPS	Rapport Préliminaire 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

ANNEXE 7 – Liste des principales abréviations

UNSCEAR	Comité Scientifique des Nations Unies sur l'étude des effets des rayonnements ionisants
USIE	Unified System for information Exchange in Incidents and Emergencies
VD	Visite Décennale
WANO	Association mondiale des exploitants nucléaires
WENRA	Association des responsables des Autorités de sûreté nucléaire des pays d'Europe

Liberté • Égalité • Fraternité
RÉPUBLIQUE FRANÇAISE